



**Инженерная школа
ядерных технологий**

ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

X МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

**«ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ
И МЕДИЦИНЕ. РОССИЙСКИЙ И МЕЖДУНАРОДНЫЙ ОПЫТ
ПОДГОТОВКИ КАДРОВ»**

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ



**ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКОМУ ОБРАЗОВАНИЮ В
ТОМСКОМ ПОЛИТЕХНИЧЕСКОМ УНИВЕРСИТЕТЕ**

09 – 11 сентября 2020 г.

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»
ИНЖЕНЕРНАЯ ШКОЛА ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ
РОССИЙСКИЙ ФОНД ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

**«Физико-технические проблемы в науке,
промышленности и медицине.
Российский и международный опыт
подготовки кадров»**

Сборник тезисов докладов
Международной научно-практической конференции

09 – 11 сентября 2020 г.

Томск - 2020

УДК 53.05+62.001.5(063)
ББК 22.3+30л0
Ф50

Ф50 Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. Российский и международный опыт подготовки кадров: сборник тезисов докладов X-той Международной научно-практической конференции; Томский политехнический университет. – Томск : Изд-во Ветер, 2020. – 142 с.

ISBN 978-5-98428-107-2

В сборнике представлены материалы по следующим направлениям исследований: ядерные установки различного типа и их безопасность; разработка и применение радиационные технологии в промышленности и медицине; математическое моделирование и автоматизация производств атомной отрасли; новые материалы и технологии, применяемые в атомной промышленности.

УДК 53.05+ 62.001.5(063)
ББК 22.3+30л0

Редакционная коллегия

И.В. Шаманин, доктор физико-математических наук;
В.П. Кривобоков, доктор физико-математических наук;
А.Г. Горюнов, доктор технических наук;
В.А. Карелин, доктор технических наук.

Редакционная коллегия предупреждает, что за содержание представленной информации ответственность несут авторы докладов

Мероприятие проведено при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований, грант РФФИ № 20-08-20018 «Научные мероприятия»

ISBN 978-5-98428-107-2

© ФГАОУ ВО НИ ТПУ, 2020

Оглавление

Секция 1. ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ ТЕХНОЛОГИИ И БЕЗОПАСНОСТЬ

EXPLORATION OF OPTIMIZED BLANKET CONFIGURATION FOR AN ICF HYBRID REACTOR WITH A HELIUM-COOLED PEBBLE-BED TYPE BLANKET Y. Goudarzi, Yu. B. Chertkov	16
METHODS OF PHYSICAL PROTECTION OF AQUATORIES AND AIR SPACE OF A NUCLEAR FACILITY E.A. Shcheglova, E.A. Sukhanov, O.V. Selivanikova	17
АНАЛИЗ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ПОДКАНАЛАХ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 МЕТОДОМ CFD Ш. А. Алджасар, О.Ю Долматов, А.Г Наймушин.....	18
ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ СОЗДАНИЯ КОМПЛЕКСА ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ВЛИЯНИЯ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА ЭЛЕКТРОННЫЕ КОМПОНЕНТЫ Е.А. Бондаренко, В.А. Варлачев, Е.Г. Емец.....	19
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТЕЙ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА ПО ПРОТИВОДЕЙСТВИЮ УГРОЗАМ, СВЯЗАННЫМ С ПРИМЕНЕНИЕМ МАЛОРАЗМЕРНЫХ БЕСПИЛОТНЫХ ВОЗДУШНЫХ СУДОВ А.В. Буковецкий	20
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СРОКА СЛУЖБЫ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ В РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ О.И. Булах, В. Н. Нестеров	21
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПОДХОДОВ К РАСЧЕТНОМУ ОБОСНОВАНИЮ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ РЕАКТОРНЫХ УСТРОЙСТВ В РЕАКТОРЕ ИГР Г.А. Витюк, М.К. Скаков, В.А. Витюк	22
ВОПРОСЫ АРХИТЕКТУРЫ АВТОМАТИЗИРОВАННЫХ СИСТЕМ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ НАДЕЖНОСТИ МНОГОРУБЕЖНЫХ СИСТЕМ ОХРАНЫ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ Е.А. Власенко, А.В. Никиенко	23
ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ ЯДЕРНЫХ И РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ В ОЯТ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С.И. Дорошук.....	24
ИММОБИЛИЗАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МИКРОВОЛНОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ А.В. Васильев.....	25
МЕТРОЛОГИЧЕСКИЙ САМОКОНТРОЛЬ ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ СИСТЕМ АЭС А.А. Калашников	26

РАЗВИТИЕ И РОЛЬ ЯДЕРНОГО ОБРАЗОВАНИЯ НА ДАЛЬНЕМ ВОСТОКЕ: ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ	
М.В. Ведяшкин, И.Г. Тананаев	27
ОЦЕНКА РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА БАЗЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ РАДИОГЕННОГО СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ	
Ю.А. Калиновский, А.А. Прец, В.Н. Нестеров.....	28
МОДЕЛИРОВАНИЕ УЗЛА ФОРМИРОВАНИЯ ПУЧКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ВЛАЖНОСТИ ПОЧВЫ: ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ	
В.А. Кусков, С.В. Беденко	29
РАСЧЁТ СПЕКТРОВ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ РБМК- 1000	
К.А. Левковицкая, В.Н. Нестеров	30
ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ НА ОСНОВЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ	
С. И. Маковей, Б. П. Степанов	31
ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ГАММА-КВАНТОВ ПОЛУПРОВОДНИКОВЫМ ГЕРМАНИЕВЫМ ДЕТЕКТОРОМ	
Е.А. Маренкова	32
АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИРОДНЫХ ГЛИН КАК БАРЬЕРОВ ДЛЯ РАСПРОСТРАНЕНИЯ РАО	
В.Ф. Мышкин, Ван Цайлунь, И.В. Туксов.....	33
ПРОБЛЕМАТИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОЦЕНКИ ПОСЛЕДСТВИЙ НЕСАНКЦИОНИРОВАННЫХ ДЕЙСТВИЙ В ОТНОШЕНИИ ЯДЕРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ, А ТАКЖЕ ОБЪЕКТОВ (ТЕРРИТОРИЙ), ПОДЛЕЖАЩИХ АНТИТЕРРОРИСТИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЕ	
А.В. Никиенко, Е.А. Власенко	34
ВОПРОСЫ ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ОТ ВНЕШНИХ УГРОЗ	
В.Д. Новикова	35
КОНТРОЛЬ ИЗМЕНЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ ДЕМОНТАЖЕ КОНСТРУКЦИЙ ОСТАНОВЛЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА	
А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Р.И. Кан	36
ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДА НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т	
А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Р.И. Кан, В.Г. Меркулов, Е.В. Чибисов, Д.В. Кабанов....	37
ВОЗМОЖНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА БАЗЕ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ	
А.А. Прец, Ю.А. Калиновский	38

ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ТВС И ИХ АКТИВНОСТИ	
И.Ю. Перминов, Н.В. Зенепрецов	39
ИССЛЕДОВАНИЕ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКОВ РЕАКТОРА ИРТ-Т	
А.А. Рыбаченко, Ю.Б. Чертков	40
ТРАНСМУТАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ	
С.М. Сазонов, Ю.Б. Чертков	41
ПРОГРАММНО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО ПРОЕКТИРОВАНИЮ И ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ОБЪЕКТА	
Е.А. Суханов, О.В. Селиваникова	42
СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ДЕСТРУКТИВНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ И ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ПОКРЫТИЯХ ТОПЛИВА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ	
О.А. Украинец, С.В. Беденко, А.И. Зорькин, С.А. Масенко	43
ЛАЗЕРНАЯ ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПОВЕРХНОСТЕЙ ТВЭЛОВ	
В.А. Хан, В.Ф. Мышкин, Д.М. Хорохорин, М.С. Кузнецов	44
ОБОСНОВАНИЕ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ КРЕСТООБРАЗНЫХ ТВЭЛОВ ДЛЯ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ	
Ю. Б. Чертков, Т. Т. Элзаят	45
ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА	
Ю. Б. Чертков, Т. Т. Элзаят	45
КОМПЛЕКСНЫЙ ПОДХОД ПО СОЗДАНИЮ, КОНТРОЛЮ КАЧЕСТВА И ВОССТАНОВЛЕНИЮ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР ФГУП «ГХК»	
Д.О. Чубреев, Д.В. Жирников, А.В. Леонов	46
СОДЕРЖАНИЕ И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПОЧВАХ ДЕЛЬТЫ РЕКИ ЛЕНА	
Н.И. Шмакова, М.С. Кузнецов	47
Секция 2. РАДИАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ	49
APPLICATION OF ALPIDE PIXEL DETECTOR FOR HEAVY-ION NUCLEAR EXPERIMENT AND ION THERAPY	
I.B. Danilova, S. Kushpil, M. Davidkova	50
STUDY OF THE INFLUENCE OF TEMPERATURE ON THE READINGS OF THE SCINTILLATION DETECTOR NAI (TL)	
R. E. Kelsingazina, E. Yeboah, V.S. Yakovleva, M.S. Cherepnev, S.V. Smirnov	51

INVESTIGATION OF CHANGES IN BACKGROUND RADIATION DUE TO TECHNOSPHERE OBJECTS	
Mathias Zulu, G.A. Yakovlev, V.S Yakovleva	52
MCNP SIMULATIONS OF DETECTOR RESPONSE FOR DIFFERENT NEUTRON ENERGIES OF THE DETECTOR: A HIGHLY SENSITIVE SILVER-ACTIVATION DETECTOR	
A.M. Shehada, I. Pyatkov	52
THE PROBABILITY OF COMPLICATIONS OF ORGANS AT RISK (OAR) OF THE HEAD-AND-NECK WITH SIMULTANEOUS INTEGRATED BOOST AND SEQUENTIAL INTENSITY-MODULATED RADIOTHERAPY TECHNIQUES	
Tawfik Helmy Tawfik Abdelmalak, Y.N. Sutygina, E.S. Sukhikh, Ehab Mostafa, A.V. Taletsky.....	53
НЕЙТРОН-ЗАХВАТНАЯ ТЕРАПИЯ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИРТ-Т	
Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин	54
РАЗРАБОТКА СТАНЦИЙ И ПРОВЕДЕНИЕ НА НИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ОБЛУЧЕНИЮ МИКРОСХЕМ И РАДИОБИОЛОГИИ ПУЧКАМИ ИОНОВ НИЗКИХ И ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА NICA	
А. А. Сливин, Г. А. Филатов, Е. М. Сыресин	55
ОЦЕНКА ВЛАГОЗАПАСА СНЕЖНОГО ПОКРОВА ПО РАДИАЦИОННОМУ ФОНУ ПРИЗЕМНОЙ АТМОСФЕРЫ	
Mathias Zulu, М.А. Лозовский, И.В. Беляева, Г.А. Яковлев, А.С. Зелинский, В.С. Яковлева.....	56
РАДИАЦИОННЫЙ ФОН АТМОСФЕРЫ КАК ИНДИКАТОР ПРОЦЕССОВ ВЛАГООБМЕНА	
Mac-Donald Prince, А.С. Зелинский, Г.А. Яковлев, И.В. Беляева, С.В. Смирнов, В.С. Яковлева	57
ОПЫТ ДОЛГОЛЕТНЕГО СОТРУДНИЧЕСТВА И СТАЖИРОВКИ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ НА БАЗЕ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ ЧЕШСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК	
С. Кушпиль.....	58
ЭТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ	
А. И. Бринкевич, Ю. С. Бонохова, Г. В. Бельков	59
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-КЛИНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА ИФВЭ	
А.П. Воробьев	60
ВЛИЯНИЕ ПЛОТНОЙ ГОРОДСКОЙ ЗАСТРОЙКИ НА ФОРМИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОГО ФОНА ГОРОДСКОЙ СРЕДЫ	
Adams Benjamin Addo, Eugenia Yeboah, Mathias Zulu, В.С. Яковлева, И.В. Беляева, Г.А. Яковлев.....	61

ОЦЕНКА ВЛАГОЗАПАСА СНЕЖНОГО ПОКРОВА ПО РАДИАЦИОННОМУ ФОНУ ПРИЗЕМНОЙ АТМОСФЕРЫ Mathias Zulu, М.А. Лозовский, И.В. Беляева, Г.А. Яковлев, А.С. Зелинский, В.С. Яковлева	62
ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ: ГИБРИДНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ SOURCES – RHITS-2.88 В.А. Кусков, С.Д. Полозков, С.В. Беденко	63
ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ КАПСУЛЬНОГО НЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ: ГИБРИДНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ SOURCES4C – RHITS-2.88 В.А. Кусков, С.Д. Полозков, С.В. Беденко	64
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ФЛУКТУАЦИЙ НЕЙТРОННОГО ФОНА В ГЕОСИСТЕМАХ, СОДЕРЖАЩИХ МИКРОЧАСТИЦЫ СТРУКТУРНО-СОСТОЯЩИЕ ИЗ МНОГОКОМПОНЕНТНОЙ СМЕСИ ДИОКСИДОВ АКТИНИДОВ И ЭЛЕМЕНТОВ С МАЛЫМ И СРЕДНИМ АТОМНЫМ ВЕСОМ С.А. Масенко, А.И. Зорькин, О.А. Украинец, С.В. Беденко	64
ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОВЕДЕНИЯ КУРСА ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ У ПАЦИЕНТОВ С РАКОМ ПРЯМОЙ КИШКИ Нгуен Туан Ань, М.А. Здерова, Н.Д. Тургунова	65
РАЗРАБОТКА СПОСОБА ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРОВНЯ НАГРЕВА НОВООБРАЗОВАНИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СЕАНСОВ ЕМКОСТНОЙ ЛОКАЛЬНОЙ ГИПЕРТЕРМИИ А.С. Разумова, Т.А. Седельникова, И.А. Милойчикова	66
РАДИАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ НА ОСНОВЕ НАНОСЕКУНДНЫХ ЭЛЕКТРОННЫХ ПУЧКОВ С.Ю. Соковнин	67
ДОЗИМЕТРИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАЗЛИЧНЫХ МЕТОДИК ДИСТАНЦИОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ОДНОВРЕМЕННОГО ИНТЕГРИРОВАННОГО БУСТА ДЛЯ ОПУХОЛЕЙ ГОЛОВЫ И ШЕИ О.М. Стахова, Е.С. Сухих	68
РАСЧЕТ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРОЦЕДУРНОГО ПОМЕЩЕНИЯ КЛИНИЧЕСКОГО УСКОРИТЕЛЯ Чан Ньян Хау, И.А. Милойчикова, Н.Д. Тургунова	71
МЕТОД ИЗУЧЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ВЫБРОСОВ КРУПНЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ С ПОМОЩЬЮ РЕГРЕССИОННОГО АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ БИОМОНИТОРИНГА А.Е. Шарыпова, Н.К. Рыжакова, Н.С.Рогова	72
СВОЙСТВА ТЕРАГЕРЦОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ РЕШЁТКИ, ГЕНЕРИРУЕМОГО РЕЛЯТИВИСТСКИМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ А.А. Дышеков, Д.А. Шкитов	73

Секция 3. МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВ.....	75
ROSATOM TECH EXPERIENCE IN INTERNATIONAL NUCLEAR TRAINING USING CLOUD TECHNOLOGIES FOR SIMULATION AND ANALYTICS	76
E.V. Varseev.....	76
FEATURES OF THE FORMATION OF RADIATION IN A NEW-GENERATION OF FUEL WITH A COMPLEX INTERNAL HETEROGENEOUS STRUCTURE	77
Y.B. Xu, S.V. Bedenko, I.V. Shamanin	77
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ СМЕЩЕНИЯ НА АТОМ ПОД ДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ В ИММОБИЛИЗАЦИОННОМ МАТРИЧНОМ МАТЕРИАЛЕ НА ОСНОВЕ NdAlO₃	
М.В. Полтавец, О.Ю. Долматов, А.О. Семенов.....	78
ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ДЕТЕКТОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОДЕЛИРОВАНИЯ МОНТЕ-КАРЛО И ЭВОЛЮЦИОННЫХ АЛГОРИТМОВ	
И.В. Прозорова, Ю.А. Попов, А.А. Прозоров	79
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИНТЕНСИВНОСТИ ЛИВНЕВЫХ ОСАДКОВ ПО ИЗМЕРЕННОЙ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА- ИЗЛУЧЕНИЯ	
Mac-Donald Prince, А.С. Зелинский, Г.А. Яковлев, И.В. Беляева, А.А. Кобзев, В.С. Яковлева.....	79
МОДЕЛИРОВАНИЕ ОТКЛИКА ГАММА-ФОНА НА ЖИДКИЕ АТМОСФЕРНЫЕ ОСАДКИ	
Г.А. Яковлев, Zulu Mathias, А.С. Зелинский, А.А. Кобзев, С.В. Смирнов, В.С. Яковлева ..	80
АВТОМАТИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ, СБОРА, ОБРАБОТКИ, ВИЗУАЛИЗАЦИИ ДАННЫХ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА	
Г.А. Яковлев, Mac-Donald Prince, И.В. Беляева, С.В. Смирнов, В.С. Яковлева.....	81
ПОДГОТОВКА СПЕЦИАЛИСТОВ ПО АВТОМАТИЗАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ОРГАНИЗАЦИЯХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
Т.Х. Бадретдинов, А.А. Лопатин.....	82
РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМА ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННОЙ ОБРАБОТКИ ДЛЯ РОБОТИЗИРОВАННЫХ СИСТЕМ УЛЬТРАЗВУКОВОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ	
Д. О. Долматов.....	83
СИНТЕЗ КАСКАДНОЙ САУ КОМПЛЕКСОМ АППАРАТОВ ФТОРИРОВАНИЯ И УЛАВЛИВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ГЕКСАФТОРИДА УРАНА	
В.Ф. Дядик, М.С. Ефремов, О.П. Савитский	84
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА МЕТАЛЛИЗАЦИИ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	85
А.М. Емельянов, О.В. Егорова, С.Н. Ливенцов.....	85

ВЕЙВЛЕТ-АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ УЛЬТРАЗВУКОВОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ ГОРЕНИЯ ОБРАЗЦА ТВЁРДОГО РАКЕТНОГО ТОПЛИВА В.Г. Ефимов, Д.А.Кондрашов, А.Н.Охотникова	86
УСТРОЙСТВО ИЗМЕРЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ФТОРА В МНОГОКОМПОНЕНТНОМ ГАЗЕ Н.С. Криницын, О.П. Савитский, А.В. Николаев, В.Ф. Дядик	87
МОДЕЛИРОВАНИЕ МНОГОКАНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ РЕГИСТРАЦИИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В MATLAB М.И. Латыпова, Т.Х. Бадретдинов.....	88
ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА АККОМОДАЦИИ ПРИ МАТЕМАТИЧЕСКОМ МОДЕЛИРОВАНИИ ПРОЦЕССА ИСПАРЕНИЯ А.С. Наумкин, Г.С. Потехин, Б.В. Борисов	89
МОДЕЛИРОВАНИЕ ИСПАРЕНИЯ КАПЛИ ВОДОСПИРТОВОГО РАСТВОРА В КАМЕРНОЙ ПЕЧИ А.С. Наумкин, Г.С. Потехин, Ж.А. Косторева	90
РАЗРАБОТКА МИКРОСЕРВИСОВ ДЛЯ РАБОТЫ С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ СЕРВЕРАМИ, ОСУЩЕСТВЛЯЮЩИМИ ОБМЕН ДАННЫМИ ПО СПЕЦИФИКАЦИЯМ OPC DA, OPC HDA, OPC UA И OPC UA HISTORICAL В.В. Сальников, А.В. Кузьмина, Р.Р. Миниханов	91
СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ МАЛЫХ РАСХОДОВ РАДИОАКТИВНЫХ ЖИДКОСТЕЙ Г.В. Сумин, А.А. Денисевич.....	92
СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ УРОВНЯ И ПЛОТНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ РАСТВОРОВ Г.В. Сумин, А.А. Денисевич.....	93
СИСТЕМА АВТОМАТИЧЕСКОГО ДОЗИРОВАНИЯ ПЛАВИКОВОШПАТОВОГО КОНЦЕНТРАТА ПЕЧНЫХ АГРЕГАТОВ ПРОИЗВОДСТВА БЕЗВОДНОГО ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА Д.И. Тетерин, Н.С. Криницын, В.Ф. Дядик	94
МОНТЕ-КАРЛО МОДЕЛИРОВАНИЕ ВТОРИЧНОЙ ИОНИЗАЦИИ ТРИТИЯ В ТВЕРДОТЕЛЬНОЙ МИШЕНИ ПУЧКОМ ИОНОВ В СПО SRIM Д.С. Флусова, Г.Н. Дудкин, Д.К. Чумаков	95
МОДЕЛИРОВАНИЕ АППАРАТУРНЫХ СПЕКТРОВ И ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ГАММА-КВАНТОВ СБОРКАМИ NaI(Tl) ДЕТЕКТОРОВ В ИНСТРУМЕНТАРИИ GEANT4 Д.К. Чумаков, Г.Н. Дудкин.....	96
МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК РАЗЛИЧНОГО ТИПА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SOLIDWORKS Р. С. Шурыгин, О.Ю. Долматов	97

Секция 4. НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ	99
HYDRODYNAMIC AND BOILING PROCESSES ON THE SURFACE OF NANOCOMPOSITE SILICON-CARBIDE CERAMIC	
A.M. Abdelmagid, E.G.Orlova	100
A REVIEW ON ZIRCONIUM-ALLOY-BASED COATING SUBSTITUTES FOR FUTURE LWR FUEL CLADDING DESIGN	
B. K Afornu, M. Elhaddad, A. M. Lider	101
CONTROL OF BACTERIAL SENSITIVITY TO QUINOLONES BY MAGNETIC MAGNESIUM ISOTOPE ²⁵MG	
U.G. Letuta	101
SYNTHESIS OF COMPLEX OXIDE COMPOSITIONS FOR URANIUM-THORIUM NUCLEAR FUEL IN TORCH PLASMA DISCHARGE	
A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov	102
PLASMA IMMOBILIZATION OF SILTS IN STORAGE POOLS WITH LOW RADIOACTIVE WASTE	
A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov	103
ПОДГОТОВКА ФРАГМЕНТОВ ОБОЛОЧЕЧНОГО ТОПЛИВА К ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ	
П.В. Аксютин, А.С. Дьяченко, А.Ю. Жабин	104
ИЗВЛЕЧЕНИЕ СЕРЕБРА ИЗ ПЛУТОНИЙСОДЕРЖАЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТОВ ПЕРЕД ЭКСТРАКЦИОННЫМ ПЕРЕДЕЛОМ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ МОКС-ТОПЛИВА	
В.Н. Алексеенко, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, Е.О. Григорьева	105
КОМПЛЕКСНЫЙ ПОДХОД ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОБЛУЧЕННЫМ РЕАКТОРНЫМ ГРАФИТОМ НА ФГУП «ГХК»	
М.В. Антоненко, Е.В. Беспала, Ю.Р. Беспала	106
СОЗДАНИЕ НА ФГУП «ГХК» ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОГО ПРОИЗВОДСТВА РЕМИКС-ТОПЛИВА	
Г.А. Апальков, И.А. Меркулов	107
ЭЛЕКТРОЭКСТРАКЦИОННО- ПЛАЗМЕННАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ПЕРЕРАБОТКИ РУД СОДЕРЖАЩИХ РЕДКИЕ И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ	
Li Hongda, С.А. Сосновский, В.И. Сачков	108
ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ МОДЕЛЬНЫХ КОМПОЗИЦИЙ «Nd–Sm–Y–O»	
А.Ю. Дербин	109
ФИЗИКО-МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВСКРЫТИЯ РУД ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ВЫСОКОВОЛЬТНОГО ИМПУЛЬСНОГО РАЗРЯДА	
Li Hongda, Che Long, С.А. Сосновский	110

ОСОБЕННОСТИ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ПОЛЯ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В АРГОНЕ	
А.Е. Доржиев, Ю.Ю. Луценко, А.Е. Мюсова	111
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ВОЗВРАТА ПЛУТОНИЯ И УРАНА В ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОБОРОТОВ МОКС-ТОПЛИВА	
А.С. Дьяченко, В.Н. Алексеенко, А.Ю. Жабин	112
МЕТАЛЛО-КЕРАМИЧЕСКИЕ НАНОКОМПОЗИТЫ ДЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЭЛЕКТРОННЫХ КОМПОНЕНТОВ	
О.Л. Хасанов, Э.С. Двилис, И.В. Шаманин, М.С. Петюкевич	114
ПОЛУЧЕНИЕ ГУМИНОВЫХ ВЕЩЕСТВ В УСЛОВИЯХ ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОЙ ОБРАБОТКИ ТОРФА ДЛЯ СОРБЦИОННОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ И ОЧИСТКИ ТЕХНОГЕННЫХ ОТХОДОВ	
Li Hongda, С.А. Сосновский, Е.Б. Дайбова	115
ОСОБЕННОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ НИТРАТА АЛЮМИНИЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ	
Н.А. Журавлев, В.А. Карелин, И.В. Распутин	116
ВЫДЕЛЕНИЕ U И Pu ИЗ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР ЭКСТРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ ВЫСАЛИВАТЕЛЯ $Al(NO_3)_3$	
Н.А. Журавлев, И.В. Распутин, В.А. Карелин	117
ПОЛУЧЕНИЕ БОРИДА ВОЛЬФРАМА МЕТОДОМ МЕХАНИЧЕСКИ АКТИВИРОВАННОГО САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА	
В.В. Закусилов	118
МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ГИРОИДНЫХ ТИТАНОВЫХ КОНСТРУКЦИЙ, ПОЛУЧЕННЫХ С ПОМОЩЬЮ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ	
М. П. Козадаева, М.А. Сурменева, Р.А. Сурменев, Л.А. Леонова.....	119
ЦИФРОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ НА СЛУЖБЕ ХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ РЕДКИХ ЭЛЕМЕНТОВ	
Л.А. Леонова, А.С. Кантаев, Ю.В. Передерин.....	120
ВЛИЯНИЕ ДОБАВОК НА СВОЙСТВА ПЛАВЛЕНОГО ГЛИНОЗЕМА	
Л.Н. Малютин, А.Д. Киселёв, Р.И. Крайденко	121
СОВРЕМЕННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ МИЦЕЛИАЛЬНЫХ МЕДИЦИНСКИХ ОТХОДОВ	
А.В. Медведский, В.Р. Плоходько, Т.С. Чикова.....	122
ДЕТОКСИКАЦИЯ ТВЁРДЫХ РТУТЬСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ	
Д. Ю. Островский, А. Ю. Островский.....	123
ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТЕХНОГЕННЫХ ВОДОЕМОВ ПРЕДПРИЯТИЙ ГК «РОСАТОМ»	
Д. Ю. Островский, С. А. Буймов.....	124

ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗВЛЕЧЕНИЯ Cs^{137} СИНТЕЗИРОВАННЫМ ФЕРРОЦИАНИДНЫМ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ КАРБОКСИМЕТИЛЛЦЕЛЛЮЛОЗЫ	
И.А. Пивоваров	125
УСТАНОВКА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ РАСТВОРА РАДОНА В ВОДЕ И ОРГАНИЧЕСКОЙ ЖИДКОСТИ	
С.А. Пластун, Н.К. Рыжакова, М.С. Черепнев	127
РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ РАДОНА И ТОРОНА НА ШЕЛЬФЕ МОРЕЙ РОССИЙСКОГО СЕГМЕНТА АРКТИКИ	
С.А. Пластун, И.П. Семилетов, Н.К. Рыжакова	128
ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В СМЕСИ АТОМАРНОГО И МОЛЕКУЛЯРНОГО ГАЗОВ	
В.И. Семенцов, Ю.Ю. Луценко, А.Е. Мюсова	129
СПОСОБ СОЗДАНИЯ НЕОДНОРОДНО НАВОДОРОЖЕННОЙ СИСТЕМЫ ВОДОРОД-МЕТАЛЛ	
Ш. Сюй, В.В. Ларионов	130
ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВОЙ ДОЛИ УРАНА И НИТРАТОВ В ДВИЖУЩИХСЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРАХ	
С.В. Троеглазов, Л.И. Дорофеева.....	131
ПРИМЕНЕНИЕ ДИСУЛЬФИДА БИС (2,4,4- ТРИМЕТИЛПЕНТИЛ)ДИТИОФОСФИНАТА ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СЕРЕБРА ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ	
И.Ю. Флейтлих, Н.А. Григорьева	132
СПОСОБ СТАБИЛИЗАЦИИ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО ТРАКТА ПОРТАТИВНОГО УСТРОЙСТВА РАДИАЦИОННОЙ ПАСПОРТИЗАЦИИ	
А.В. Чуйкина, В.А. Белов, Д.А. Сивачев.....	133
ВЛИЯНИЕ ДИБУТИЛФОСФОРНОЙ И МОНОБУТИЛФОСФОРНОЙ КИСЛОТ НА ПОЖАРООПАСНОСТЬ ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ ТБФ	
А.В. Васильев, Л.В. Кондратьева.....	134
МЕТОД ИЗУЧЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ВЫБРОСОВ КРУПНЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ С ПОМОЩЬЮ РЕГРЕССИОННОГО АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ БИОМОНИТОРИНГА (НА ПРИМЕРЕ УГОЛЬНОЙ ТЭЦ)	
А.Е. Шарыпова, Н.К. Рыжакова, Н.С. Рогова	135
К ВОПРОСУ ОБРАЗОВАНИЯ ПОЛЫХ МИКРОСФЕР В ПОТОКЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ ПЛАЗМЫ	
В.В. Шеховцов	136
ПЕРЕРАБОТКА ИЛЬМЕНИТОВЫХ КОНЦЕНТРАТОВ ИЗ ВЬЕТНАМА	
Шон Хай Ле, Н. В. Карелина, В. А. Карелин.....	137

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ СВ-СИНТЕЗА ПРИ ПОЛУЧЕНИИ ИНТЕРМЕТАЛЛИДНЫХ МАТРИЦ ДИСПЕРСИОННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА М.Д. Юрченко, М.М. Балачков, М.С. Кузнецов.....	138
НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ВИСМУТА И ЕГО СОЕДИНЕНИЙ ДЛЯ ТЕХНИКИ, МЕДИЦИНЫ Ю.М. Юхин, Е.С. Коледова.....	139
СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ КОЛОННЫ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ОБМЕННОГО ПРОЦЕССА В ДВУХФАЗНЫХ СИСТЕМАХ ГАЗ-ЖИДКОСТЬ В.В. Дмитриев, Д.Г. Видяев	140

Секция 1.

**Ядерные установки
технологии и безопасность**

EXPLORATION OF OPTIMIZED BLANKET CONFIGURATION FOR AN ICF HYBRID REACTOR WITH A HELIUM-COOLED PEBBLE-BED TYPE BLANKET

Y. Goudarzi, Yu. B. Chertkov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin str., 30, 634050

E-mail: Yasin1@tpu.ru

Evaluation of the neurotic performance of any nuclear system harnessing nuclear chain reaction is of great importance for the substantiation of the economic and safe operation of the system. The same applies to the prospective hybrid reactors where advantages and disadvantages of well-established fission reactors technologies and developing technologies of the future pure fusion reactors are capitalized to reach a midterm solution for the growing worldwide energy demand, shortening the road toward pure fusion energy, and alleviating concerns over long-lived nuclear waste, proliferation issues of fission fuel cycle back-end, and support the fissile fuel supply for fission reactors [1-5]. In this study, with the help of general-purpose Monte Carlo code MCNPX 2.6 [6], neutronic parameters of an ICF D-T driven hybrid fusion-fission reactor is investigated to evaluate key parameters such as tritium breeding ratio (TBR), fissile fuel breeding ratio (FFBR), neutron leakage and energy multiplication factor. The blanket of the investigated reactor is a helium-cooled pebble-bed (HCPB) type, that uses SiC as the structural material, moderator and reflector; and helium as the coolant medium. The neutron energy spectrum of the ICF target was selected based on the SIRIUS pure fusion reactor design [7]. Using two different ceramic tritium breeder materials namely Li_2O and Li_4SiO_4 and six fissile breeder materials with natural occurring isotopic compositions including ThC, ThO_2 , UC, UN, U_3Si_2 and UO_2 , the impact of material choice on neutronic performance as well as the optimal ^6Li enrichment in each case is examined to propose the best candidate configuration for the reactor blanket. The calculation results show a good agreement with previous works based on deterministic approach. Finally, based on the end-user first priority which would be either energy production or fissile fuel production, two configurations are proposed. One of the main advantages of these configuration is elimination of beryllium neutron multiplier which in turn leads to simpler manufacturing of blanket modules and bypass issues associated with beryllium such as sensitivity to radiation damage, intense gas production, high cost, toxicity and its limited resources.

REFERENCES

1. R. Plukienė, A. Plukis, L. Juodis, and et al, Transmutation considerations of LWR and RBMK spent nuclear fuel by the fusion–fission hybrid system, Nuclear Engineering and Design, 2018, ,Vol. 330, 241-249.
2. Jeffrey P. Freidberg and Andrew C. Kadak, "Fusion–fission hybrids revisited," nature physics, 2009, vol. 5, 370-372.
3. R. W. Moir, J. D. Lee, M. S. Coops and et al, Fusion Breeder Reactor Design Studies, Nuclear Technology - Fusion, 1983, vol. 4, 589-598.
4. Badger, B., Attaya, H.A., & Bartel, T.J., Preliminary conceptual design of SIRIUS, A symmetric illumination, direct drive laser fusion reactor Final report, University of Winsconsin, 1984, UWFD-568.
5. B. R. Leonard, Jr., A Review of Fusion-Fission (Hybrid) Concepts," Nuclear Technology, 1973, vol. 20, No. 3, 161-178.
6. Hendericks J. S. and et al., MCNPXTM version 2.6.B, Los Alamos National Laboratory report, LA-UR-06-3248, 2006.

METHODS OF PHYSICAL PROTECTION OF AQUATORIES AND AIR SPACE OF A NUCLEAR FACILITY

E.A. Shcheglova, E.A. Sukhanov, O.V. Selivanikova

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin st. 30, 634050

E-mail: eas81@tpu.ru

Nuclear material has always been an object of interest for terrorist organizations because of the high cost of nuclear material and the ability to use it to create an explosive device. When designing a physical protection system, it's necessary to consider the possibility of gaining access through the vulnerabilities of this protection. One of such weaknesses is the water part of the perimeter of a nuclear facility, since problems arise in observing the principle of equal strength [1].

Violators can gain unauthorized access to the object by entering underwater using diving equipment, and to coordinate their actions, violators can use a quadrocopter. At the design stage of creating a physical protection system, it's necessary to take this feature into account and equip the water part and the coastline of the perimeter.

On the water, the «Barrier» is used as a barrier and counteraction to small swimming facilities. To counteract underwater intruders, a «Barrier-BS» type fence is installed, which has a surface and underwater mesh type [2]. Also, on the approach to the underwater obstacle, sonar detection devices «Tral M» are installed [3]. To comply with the principle of equal strength, it is also necessary to equip the coastal part of the perimeter with active optoelectronic detection means and optoelectronic surveillance devices [4].

To exclude the possibility of reconnaissance using a quadrocopter, it's necessary to detect it on approach to the protected area and land at the intersection of this zone, equipping the perimeter of the protected zone with the «Stopdron Arsenal» complex. This complex includes an optical target detection unit, a target recognition unit, a directional signal interruption unit [5].

The above equipment and its correct location on the territory of the water area, coastlines and the perimeter of a nuclear facility allows to counteract violators, increasing the penetration time, and allowing timely detection of illegal actions.

REFERENCES

1. Stepanov B.P., Annual A.V. Fundamentals of designing systems of physical protection of nuclear facilities: a training manual. – M.: Publisher: Tomsk Polytechnic University, 2009. – 118 p.
2. Complexes of engineering and technical means of protection of objects from the adjacent water areas [Electronic resource]. – Access mode: <http://tetis-ks.ru/catalog/227/1250/>. – 04/10/2020.
3. Hydroacoustic station of underwater protection "TralM" [Electronic resource]. – Access mode: <http://dsystems-ks.com.ua/>. – 04/15/2020.
4. Announcer optical-electronic linear security [Electronic resource]. – Access mode: <https://www.tinko.ru/catalog/product/205188/>. – 04/20/2020.
5. Protection against unmanned aerial vehicles [Electronic resource]. – Access mode: <http://stopdron.ru/>. .04 04/25/2020.

АНАЛИЗ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ПОДКАНАЛАХ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 МЕТОДОМ CFD

Ш. А. Алджасар, О.Ю Долматов, А.Г Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: shujaaljasar93@gmail.com

Вычислительная гидродинамика (CFD) - это инструмент моделирования, используемый для анализа тепловых явлений и сложных жидкостей. Настоящая работа посвящена анализу параметров потока теплоносителя в подканалах тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 с использованием ПС ANSYS [1] с модулем ANSYS FLUENT, имеющим ту же функциональность, что и модуль CFX, при этом, имеющей более широкий спектр возможностей для моделирования потоков с химическими реакциями. Для проведения исследования была разработана расчетная модель, представляющая собой элементарную ячейку реактора ВВЭР-1000 длиной 3,53 м, диаметром топливного стержня 9,1 мм (D) и шагом 12,75 мм (a). Данная модель позволяет оценить изменение параметров теплоносителя как при работе в нормальных условиях эксплуатации, так и для учета особенностей при критических режимах работы.

Граничное условие было использовано для каждого потока и теплового поля. Для потоков предполагается, что стенки тепловыделяющих сборок не имеют скольжения. Для теплового поля тепловой поток указан на стенках твэла. при моделировании области был использован тепловой поток 278,7 кВт/м². Для входа скорость и температура составляют 5,5 м/с и 291° С по отдельности. Жидкость течет вверх в подканале топливного стержня в сборе. Проведено переходное моделирование трехмерного потока охлаждающей жидкости. Изменение скорости охлаждающей воды вдоль осевого расстояния показано на рис. 1. Увеличение скорости в конце подканала составляет около 1,3 м / с. Это увеличение скорости компенсирует потерю скорости из-за засорения в распорной сетке.

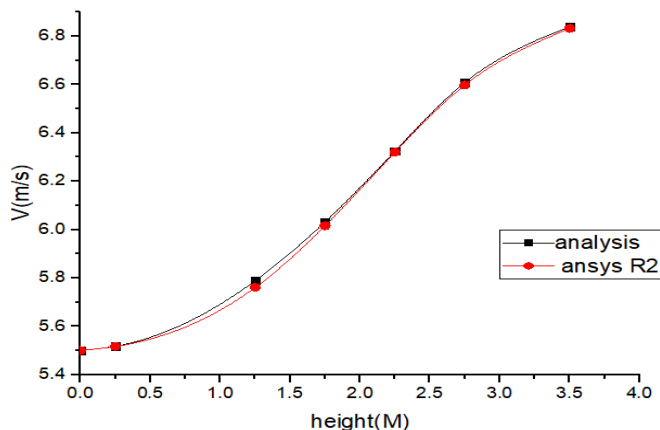


Рис. 1. Осевая скорость с высотой

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ANSYS, Inc. ANSYS ICEM CFD Help Manual, 2012
2. Menter, F.R. Influence of freestream values on k- ω turbulence model predictions. // AIAA - Journal, 30 1992 -6с.
3. IAEA- WWER-1000 Reactor Simulator, Material for Training Courses and Workshops, Second Edition, 2005

ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ СОЗДАНИЯ КОМПЛЕКСА ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ВЛИЯНИЯ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА ЭЛЕКТРОННЫЕ КОМПОНЕНТЫ

Е.А. Бондаренко, В.А. Варлачев, Е.Г. Емец

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: eab17@tpu.ru

Постоянно возрастающий спрос на радиационно-стойкие электронные приборы делает необходимым создание новых экспериментальных установок для исследований на радиационную стойкость. На исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т при НИ ТПУ на базе горизонтального экспериментального канала (ГЭК-6) создана установка, с помощью которой проводятся исследования электрофизических характеристик приборов. Для формирования пучка быстрых нейтронов, в установке используется фильтр, поглощающий тепловые нейтроны.

Находящийся в АО «НИИП» реактор БАРС-4, является сертифицированной установкой для проведения испытаний на радиационную стойкость. Следовательно, была поставлена задача сформировать нейтронное поле ГЭК-6 реактора ИРТ-Т и провести сравнительный анализ с реактором БАРС-4. В ходе работы проводился расчет спектра нейтронов в ГЭК-6 реактора ИРТ-Т по средствам пакета MCU-PTR [1]. На рисунке 1, приведено сравнение спектров реакторов ИРТ-Т и БАРС-4.

Исходя из графика, представленного на рисунке 1, можно сделать вывод, что модифицированный нейтронный спектр ГЭК-6 реактора ИРТ-Т имеет схожие параметры со спектром реактора БАРС-4, что подтверждается значениями средних энергий спектров. Для ГЭК-6 ИРТ-Т средняя энергия спектра равна 1,288 МэВ, для БАРС-4 1,215 МэВ.

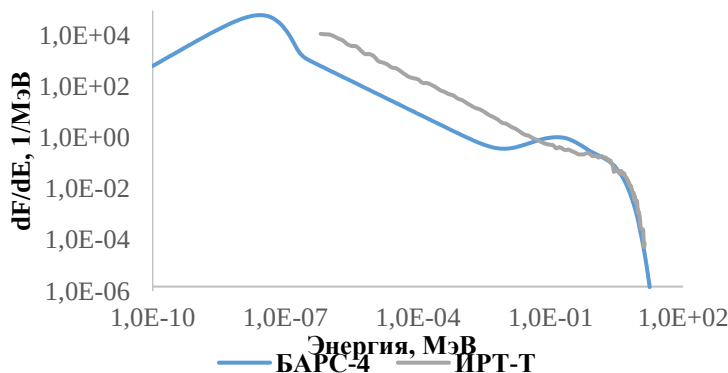


Рис. 1 – Сравнение спектров реакторов ИРТ-Т и БАРС-4

Таким образом, существуют все предпосылки для развертывания на реакторе ИРТ-Т комплекса по проведению радиационных испытаний. В рамках сотрудничества с АО «НИИПП» была проведена успешная серия экспериментов по исследованию радиационной стойкости различных компонентов электронных приборов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шкаровский Д.А. Описание применения и инструкция для пользователей программ, собранных из модулей пакета MCU-5. – Москва: МИФИ. 2012 г. – 11 с.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТЕЙ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА ПО ПРОТИВОДЕЙСТВИЮ УГРОЗАМ, СВЯЗАННЫМ С ПРИМЕНЕНИЕМ МАЛОРАЗМЕРНЫХ БЕСПИЛОТНЫХ ВОЗДУШНЫХ СУДОВ

А.В. Буковецкий

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,

Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: a1as3@yandex.ru

Применение малоразмерных беспилотных воздушных судов (БВС) в качестве инструмента реализации несанкционированных действий относится к разряду новых принципов воздействия на ядерные объекты (ЯО). Основа решения проблемы по защите ЯО от новых типов угроз заключается в выборе конфигурации и построении системы физической защиты (СФЗ), которая бы позволяла обеспечивать необходимо высокий уровень защищённости ЯО, в том числе за счёт включения в состав СФЗ современных электронных средств и систем на их основе.

Целью работы является разработка подхода по определению конфигурации системы охраны и состава комплекса инженерно-технических средств физической защиты конкретного ЯО, обеспечивающих эффективное противодействие СФЗ угрозам, связанным с применением БВС. Кроме того, к целям работы следует относить выработку на базе предложенного подхода типовых рекомендаций по оснащению ЯО системами (средствами) обнаружения и противодействия БВС с учётом результатов исследования рынка отечественных разработок, изучения и анализа применяемых технологий, приёмов и тактик защиты воздушного пространства.

В ходе настоящего исследования были проведены анализ и систематизация по количественным параметрам существующих данных об инцидентах, связанных с проникновением малоразмерных БВС в воздушное пространство над охраняемыми объектами Российской Федерации, в том числе над объектами Госкорпорации «Росатом». Проведена оценка существующих методов и тактик действий подразделений по охране ЯО, оценена их эффективность по противодействию угрозам, связанным с использованием БВС. При рассмотрении тактики, предполагающей использование силами охраны ЯО штатного стрелкового вооружения для пресечения полётов БВС, было получено уравнение, позволяющее определить эффективность СФЗ, в составе которой отсутствуют специальные системы (средства) по противодействию БВС. С помощью математической модели подтверждено предположение, что применение индивидуального носимого вооружения (в том числе стрелкового) неэффективно для защиты больших промышленных объектов от угроз, связанных с применением БВС, вне зависимости от конфигурации системы охраны ЯО.

В результате проведённого исследования было достоверно установлено, что наиболее эффективным способом защиты воздушного пространства над ЯО и на подступах к нему является использования специальных комплексов (средств) радиоэлектронной борьбы (РЭБ). В ходе проведения работы было налажено взаимодействие с ведущими отечественными предприятиями-разработчиками и производителями комплексов РЭБ, изучены и адаптированы для ЯО основные принципы построения систем РЭБ. Отдельно в работе была предложена классификация систем (средств) РЭБ, использование которых возможно на ЯО, по их основным техническим и стоимостным характеристикам.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СРОКА СЛУЖБЫ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ В РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

О.И. Булах, В. Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: oik4@tpu.ru

С 1954 года накоплен значительный опыт эксплуатации уран-графитовых реакторов с водяным теплоносителем. К особенностям реакторов типа РБМК относятся канальная конструкция и применение графита в качестве замедлителя. Во времена СССР предполагалось бурное развитие в строительстве реакторов РБМК, однако после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году планы по сооружению энергоблоков были свернуты.

В настоящий момент перспективным представляется реализация инновационных проектов в России по строительству высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). ВТГР – реактор 4-го поколения, промышленное внедрение которого ожидается уже в ближайшем будущем [1]. Для реакторов типа РБМК и ВТГР характерно использование графита в качестве замедлителя и отражателя.

В процессе эксплуатации АЭС значительно изменяются физические, теплофизические и прочностные свойства графита.

Таким образом, актуальной задачей в области обеспечения радиационной безопасности является корректное определение срока службы графитовой кладки в реакторах нового поколения. Решение поставленной задачи базируется на накопленном многолетнем опыте эксплуатации графита в промышленных и энергетических уран-графитовых реакторах.

В ходе работы реализован итерационный метод в рамках многогруппового расчета с учетом изменения нуклидного состава в процессе кампании. Определен максимальный запас реактивности в холодном разотравленном состоянии реактора. Для оценки влияния радиального и азимутального коэффициентов неравномерности энерговыделения разработана расчетная методика для определения аксиального и радиального распределений температур облучения графита при работе реактора на номинальном уровне мощности. Оценено влияние неравномерности энерговыделения на выработанный ресурс графита, после чего разработана методика перестановки графитовых блоков реактора ГТ-МГР, использование которой приводит к выравниванию неравномерности выгорания топлива, а также увеличению ресурса графитовых блоков реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Демянюк Д.Г., Кошелев Ф.П. и др. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения: Учебное пособие – Томск: ТПУ, 2005 г. – С.490.
2. Мочалов А.М., Наймушин А.Г., Нестеров В.Н., Пугачев Д.К. Определение скорости накопления запасенной энергии Вигнера в графитовом замедлителе // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №4 – С.101–111.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПОДХОДОВ К РАСЧЕТНОМУ ОБОСНОВАНИЮ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ РЕАКТОРНЫХ УСТРОЙСТВ В РЕАКТОРЕ ИГР

^{1,2}Г.А. Витюк, ²М.К. Скаков, ²В.А. Витюк

¹Восточно-Казахстанский государственный технический университет имени Д. Серикбаева,
Казахстан, г. Усть-Каменогорск, ул. Серикбаева, 19, 070000,

²Национальный ядерный центр Республики Казахстан,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б, 071100

E-mail: galina-shmeleova@mail.ru

Нейтронный поток в исследовательском импульсном ядерном реакторе (ИГР) [1] может достигать значения $7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, что обеспечивает возможность проведения динамических испытаний твэлов и ТВС в переходных и аварийных режимах [2]. Разработанные и адаптированные к условиям импульсных экспериментов методики позволяют обеспечивать качественное определение параметров испытаний в ИГР [3,4]. Ранее, испытания в ИГР были направлены на моделирование условий образования и контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора и изучение сопутствующих процессов. В процессе расчетного обоснования таких испытаний применяется консервативный подход, при котором процессы теплообмена в устройстве, содержащем экспериментальные ТВС, рассматривались с точки зрения обеспечения заданной программы эксперимента и недопущения превышения параметров, способных повлиять на целостность самого устройства. Важным являлось получение объема расплавленного топлива, при этом темп его разогрева до температуры плавления и температура расплава не играли определяющую роль, а имели значение с точки зрения обеспечения безопасности эксперимента. Поэтому в консервативном подходе допускалось применение упрощенных расчетных моделей, не учитывающих динамику движения жидкостей и газов. Повышение требований к процедуре испытаний устройств, предназначенных для более детального исследования процессов, сопровождающих начальную фазу тяжелой аварии с расплавлением активной зоны, обусловило необходимость выработки детальных подходов к созданию расчетных моделей и обеспечивающего математического аппарата. С целью обоснования процедуры и безопасности испытаний экспериментального устройства с гетерогенным твэлом [5] для изучения аварийной ситуации в ТВС реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, применен CFD код ANSYS FLUENT. Такой подход позволил получить детальную информацию о прогнозируемых параметрах эксперимента и с высокой точностью определить заданную диаграмму энерговыделения в топливе. Результаты проведенного реакторного эксперимента [6] подтвердили обоснованность примененного подхода и продемонстрировали высокую степень соответствия результатов проведенных расчетов с фактически достигнутыми параметрами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатов И.В. и др. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17, № 6. – С. 463-474.
2. Konishi, K. et al. The Result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project // Nucl. Eng. Des., 2007, 237(22), p. 2165-2174
3. V.A. Vityuk, A.D. Vurim, V.M. Kotov, and A.V. Pakhnits. Determination of the parameters for fuel assembly tests in a pulsed graphite reactor // Atomic Energy. –2016. /-Vol. 120, No. 5. –pp. 323-327.
4. Vladimir Vityuk, Alexander Vurim. Method for determining the energy parameters in pulse reactor experiments // Annals of Nuclear Energy. –2019. –Vol. 127. –pp. 196-203

5. Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L. Разработка модельной ТВС для исследования аварийной ситуации с мгновенной блокировкой потока теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах // Вестник НЯЦ РК. – 2018. – Вып. 3. – С. 93-99.
6. Витюк Г.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А. Результаты эксперимента по исследованию тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах // Сборник тезисов VIII межд. конф. «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала, Курчатов, 11-13 сент. 2018 г.», Курчатов, РГП НЯЦ РК. – 2018. – С. 125.

ВОПРОСЫ АРХИТЕКТУРЫ АВТОМАТИЗИРОВАННЫХ СИСТЕМ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ НАДЕЖНОСТИ МНОГОРУБЕЖНЫХ СИСТЕМ ОХРАНЫ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

Е.А. Власенко, А.В. Никиенко

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,
Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: vlasenko_zhene@mail.ru

Нормативной документацией в области физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов установлено, что отказ или вывод из строя какого-либо элемента комплекса инженерно-технических средств физической защиты (ИТСФЗ) не должен нарушать функционирование системы физической защиты (СФЗ) в целом. С этой целью предусматривается резервирование элементов комплекса ИТСФЗ [1].

Архитектура периметровых систем охранной сигнализации включает в себя от двух до трех рубежей средств охранной сигнализации, работающих в режиме постоянно включенного резерва. Вместе с тем, в отсутствие прямых нормативных указаний все средства охранной сигнализации, установленные на одном участке периметра, зачастую включаются в одно средств промежуточной коммутации (концентратор датчиков), что негативно влияет на надежность резервированной системы охранной сигнализации.

Предлагается увеличить вероятность обнаружения нарушителя в случае выхода из строя средства промежуточной коммутации путем подключения рубежей средств охранной сигнализации, установленных на одном участке периметра, на соседние концентраторы датчиков.

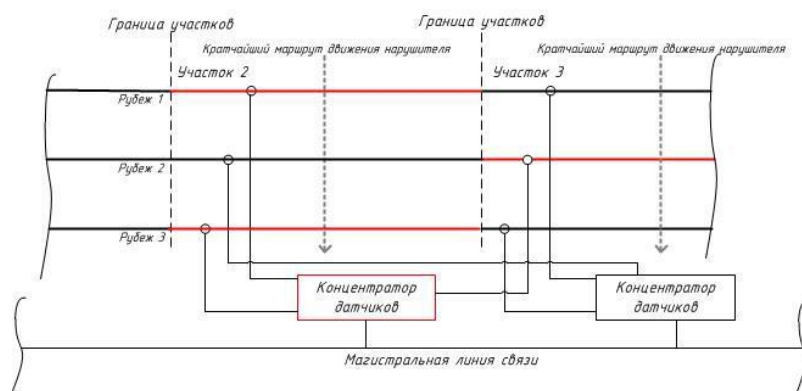


Рис. 1. Принципиальная предлагаемая схема подключения средств охранной сигнализации, позволяющая увеличить вероятность обнаружения нарушителя в случае выхода из строя промежуточного средства коммутации (красным показаны неисправные элементы)

Считаем целесообразным применение предлагаемой схемы подключения при проектировании многорубежных систем охраны ядерных объектов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Правила физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов, утвержденные Постановлением Правительства РФ от 19 июля 2007 г. № 456. – 14 с.

ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ ЯДЕРНЫХ И РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ В ОЯТ РЕАКТОРА

ВВЭР-1000

С.И. Дорошук

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: sid4@tpu.ru

Непрерывность знания всех характеристик ядерного топлива (ЯТ) является основной задачей обеспечения ядерной безопасности. Поэтому основная цель работы состоит в оценке содержания ядерных и радиоактивных материалов в ОЯТ реактора ВВЭР-1000 [1]. Для выполнения цели важно определить длительности кампании и нуклидный состав ЯТ, для этого выполнено следующее:

- определен спектр плотности потока нейтронов путем решения системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом. Запас реактивности в холодном состоянии составил 0,257, в горячем 0,237;

- оценено влияние поправок резонансной самоэкранировки ядер и температуры эксплуатации материалов на спектр плотности потока нейтронов [2];

- определено влияние карбида бора на спектр плотности потока нейтронов при компенсации избыточной реактивности, который в основном влияет на тепловую область за счет большого сечения поглощения. Также подобрана его концентрация, которая составила $N = 2,219 \cdot 10^{19}$ ядер/см³;

- определено значение длительности кампании ВВЭР-1000, которое составило 700 эффективных суток. Рассчитаны концентрации всех нуклидов активной зоны реактора, включая продукты распада. По построенным графикам видно, что к концу кампании концентрация U^{238} составляет 98 % от начальной концентрации, а U^{235} – 31 % от начальной концентрации. Показаны зависимости накопления нуклидов плутония и продуктов деления от времени работы реактора. Итогом работы является сравнение двух спектров – на момент начала топливной кампании с компенсацией реактивности и на конец топливной кампании (представлено на рисунке 1). Основное различие составляет тепловая группа нейтронов, в которой происходит увеличение плотности потока нейтронов почти в 1,5 раза.

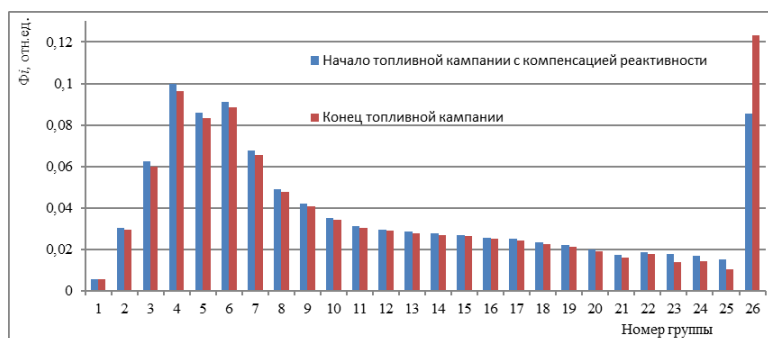


Рис. 1. Спектр плотности потока нейтронов в начале и конце топливной кампании в отн.ед.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон от 21.11.1995 N 170-ФЗ (ред. от 26.07.2019) «Об использовании атомной энергии» [Электронный ресурс] – Режим доступа URL: <http://base.garant.ru/10105506/> – 20.11.19.
2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчёта ядерных реакторов – М: Атомиздат, 1964. – 137 с.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МИКРОВОЛНОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

А.В. Васильев

ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России,
Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Северная, 1, 662972

E-mail: Alexander.vasilyev2013@yandex.ru

Жидкие радиоактивные отходы (РАО) высокого и среднего уровня активности, образующиеся при производстве плутония, удалялись либо в открытые водоемы (на ПО «Маяк» в Озерске), либо — в подземные пласты-коллекторы (на Сибирском химическом комбинате в г. Северске и на Горно-химическом комбинате (ГХК) в г. Железногорске). Для промежуточного хранения РАО и осветления растворов перед удалением, а также для длительного хранения высокоактивных растворов и суспензий на радиохимических предприятиях России используются емкости-хранилища (далее — емкости) повышенной вместимости (на ГХК — это емкости объемом 3200 и 8500 м³). Дальнейшее хранение этих отходов в емкостях опасно из-за наличия коррозионно- и взрывоопасных факторов [1]. На Горно-химическом комбинате совместно с сотрудниками ВНИИНМ (Москва), НИКИМТ (Москва), НПО РИ (Санкт-Петербург) проводились исследования процессов остекловывания радиоактивных материалов с использованием в качестве источника нагрева электромагнитного излучения микроволнового диапазона [2]. Исследования проводились в горячей камере центральной заводской лаборатории комбината. В качестве источника микроволнового излучения использовался высокочастотный генератор с рабочей частотой 2375 МГц и выходной мощностью 5 кВт.

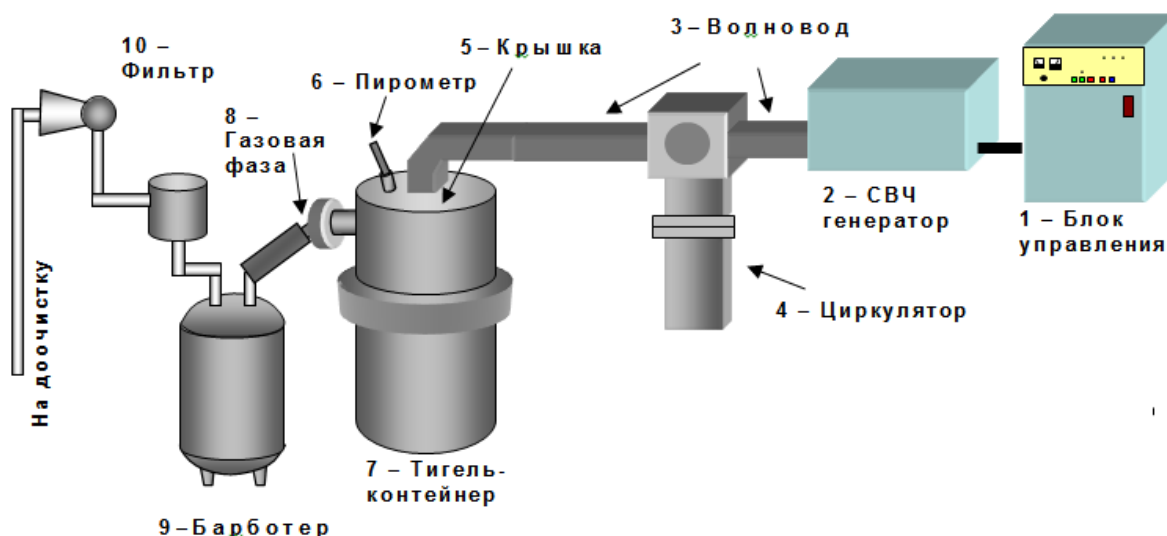


Рис.1 Схема микроволновой установки

Таблица 1 Характеристика микроволновой установки

Параметр установки	Значение параметра
напряжение питающей сети, В	220
общая потребляемая мощность, кВА	до 12
мощность микроволнового излучения, кВт	до 5,0
частота, МГц	2375 ± 50

В результате выполненной работы проведены исследования процесса остекловывания пульпообразных радиоактивных материалов с использованием энергии микроволнового излучения. Технология остекловывания обеспечивает безопасность и защиту окружающей среды при нейтрализации радиоактивных отходов, накопленных в результате деятельности предприятий по производству ядерных материалов военного назначения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сорокин Ю.П., Логунов Ю.А., Костин Э.М. Концептуальные соображения по обращению с РАО ГРЗ. Отчёт ГХК, исх. № 13-38сп, 1993.
2. Васильев, А.В. Остекловывание радиоактивных материалов с использованием энергии СВЧ излучения / Васильев А.В., Лагунов А.Н. // Научно-аналитический журнал «Сибирский пожарно-спасательный вестник», 2019, №2.-С.18-22.- Режим доступа: http://vestnik.sibpsa.ru/wp-content/uploads/2019/v2/N13_18-22.pdf, свободный.

МЕТРОЛОГИЧЕСКИЙ САМОКОНТРОЛЬ ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ СИСТЕМ АЭС

А.А. Калашников

АО «Русатом автоматизированные системы управления»,

Россия, г. Москва, ул. Ферганская, 25, 109507

Е-mail: aakalashnikov@list.ru

В начале 2020 г. произошло значимое событие в развитии отечественной метрологии, отмеченное на международных конференциях и симпозиумах в России и за рубежом [1, 2]. Впервые в электроэнергетике, на Саяно-Шушенской ГЭС, принята в промышленную эксплуатацию система контроля перемещений крышки гидротурбины с функцией метрологического самоконтроля [3, 4]. Это позволило обеспечить непрерывный контроль метрологической исправности измерительных каналов (ИК) в автоматическом режиме и увеличить их межповерочные интервалы с 1 года до 4 лет. На основе полученных результатов ПАО «РусГидро» принято решение об отраслевом внедрении таких систем.

Столь значительные результаты позволяют рекомендовать разработку и развитие методов метрологического самоконтроля в атомной отрасли с целью повышения уровня безопасной эксплуатации АЭС и оптимизации метрологического обслуживания ИК. Последнее является особенно актуальным в связи с современными тенденциями многократного увеличения числа ИК и степени автоматизации вновь проектируемых и строящихся энергоблоков АЭС российского дизайна поколения «3+».

В организации метрологического самоконтроля (МСК) измерительных систем АЭС перспективными представляются два направления. Первое заключается в выполнении МСК на основе анализа архивных данных в определенные моменты времени. Второе предполагает выполнение МСК в режиме онлайн. Каждое из них имеет индивидуальные особенности и свою область применения в оптимизации метрологического обслуживания и модернизации автоматизированных систем управления технологическим процессом.

Развитие обоих направлений способствует становлению новой научно-технической области метрологии в атомной отрасли.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Sapozhnikova K, Baksheeva I, Taymanov R. Improving reliability of power plant equipment due to measurement information redundancy // Proceedings of 19th International congress of metrology. – Paris, 2019. – Art. num. 26004 – 6 p. – DOI: doi.org/10.1051/metrology/201926004
2. Тайманов Р.Е., Сапожникова К.В. Развитие метрологии в контексте четвертой промышленной революции // Сборник трудов XXII Всероссийской конференции по неразрушающему контролю и технической диагностике. – Москва, 2020. – С. 201–205
3. ГОСТ Р 8.734–2011 Датчики интеллектуальные и системы измерительные интеллектуальные. Методы метрологического самоконтроля. – М.: Стандартинформ, 2011. – 19 с.
4. Белозубов Е.М., Васильев В.А., Чернов П.С. Метрологический самоконтроль интеллектуальных датчиков измерительных и управляющих систем // Измерительная техника. – 2018. – № 7. – С. 11–17

РАЗВИТИЕ И РОЛЬ ЯДЕРНОГО ОБРАЗОВАНИЯ НА ДАЛЬНЕМ ВОСТОКЕ: ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ

М.В. Ведяшкин, И.Г. Тананаев

Дальневосточный федеральный университет,

Россия, Приморский Край, г. Владивосток, о. Русский, п. Аякс, 690922

E-mail: tananaev.ig@dvfu.ru

Дальний Восток является форпостом РФ в Азиатско-тихоокеанском регионе (АТР), основными приоритетами которого является развитие промышленно-хозяйственной и социально-экономической деятельности региона в условиях освоения сырьевых ресурсов. Предоставление Правительством РФ для инвесторов лучших условий ведения бизнеса в Приморье включает расширение экономической свободы и гарантирует обеспечение его экологической и радиационной безопасности. Поэтому создание и развитие ядерного образования на Дальнем Востоке выступает реальным вызовом XXI века. Сегодня ДВФУ является базой подготовки специалистов в области радиоэкологии, ядерной и радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии на Дальнем Востоке. В 2012 был создан НОЦ «Ядерные технологии, радиационная и экологическая безопасность» (ДВФУ - ИБРАЭ РАН – ГК «Росатом»). В 2014 были разработаны и реализованы для набора студентов образовательные программы бакалавриата 14.03.02 «Ядерная физика и технологии» и специалитета 18.05.02 «Химическая технология материалов современной энергетики». В 2016 в Школе естественных наук ДВФУ создан Академический департамент ядерных технологий. Основными научно-ориентированными направлениями стала разработка технологий концентрирования и определения техногенных и природных радионуклидов из морской воды; получение функциональных материалов с характеристиками, превышающими мировые (топливные композиции, активные зоны для источников ионизирующего излучения, матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов). Основными научными достижениями в 2019 стали разработанная технология поиска высокодебитных водоносных подземных горизонтов с субмаринной разгрузкой (Крым) и прототипы модифицированных уран-оксидных топливных композиций для АЭС. Будущее развитие ядерного образования и науки в ДВФУ лежит в сфере развития международного бизнеса: создания программ обеспечения радиационной и техногенной безопасности в АТР; прикладной океанологии и экологии; решения

проблем ядерного наследия в мировом дампинге; организации мер по освобождению и утилизации поставарийного ОЯТ; обеспечения реабилитации загрязненных территорий; реализации международных образовательных программ для стран АТР. Впереди глобализация направления «Арктика» по энергетическому и продовольственному обеспечению населения арктического региона; развитию гарантированной навигации на Северном морском пути за счет разработки установок автономной «малой» атомной энергетики и источников ионизирующего излучения. Дальний Восток ждет активного внедрения радиационных технологий по направлениям стерилизации медицинских расходных материалов и отходов, в том числе, биологически токсичных. Перспективны технологии стерилизации продуктов питания (рыба, морепродукты, плодоягодная продукция), переработки попутного газа, лигнина и целлюлозы при добыче нефти в высокооктановое топливо и др. В сфере ядерной медицины актуальна разработка контрастных веществ и радиофармпрепаратов, в том числе, на основе препаратов, выделенных из морепродуктов.

ОЦЕНКА РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА БАЗЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ РАДИОГЕННОГО СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Ю.А. Калиновский, А.А. Прец, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: yak28@tpu.ru

Определение возможности реализации замкнутого ядерного топливного цикла заключается в том, что реактор сам нарабатывает для себя топливо, во время окончания кампании ядерного топлива из него извлекаются изотопы урана и плутония, далее добавляется обедненный уран по массе равной разнице на начало и конец кампании, затем такая смесь повторно используется для следующей топливной загрузки.

Одним из вариантов загрузки топлива и реализации замкнутого ядерного топливного цикла на нем, является загрузка из уран-плутониевого нитридного топлива, в котором используется обедненный уран и плутоний. Чтобы уменьшить паразитное поглощение нейтронов свинцом, в работе использовался радиогенный свинец следующего изотопного состава: 0,04 % Pb^{204} , 5,44 % Pb^{206} , 0,97 % Pb^{207} и 93,55 % Pb^{208} [1].

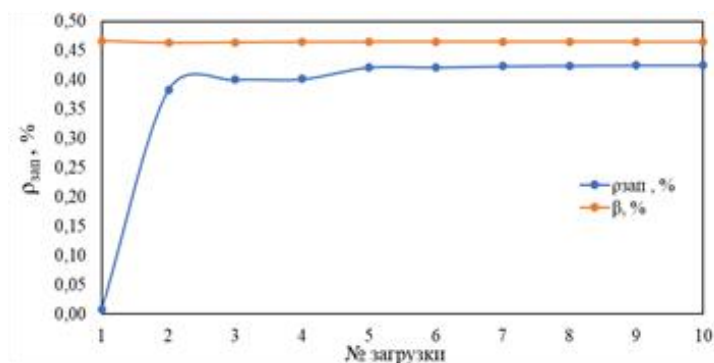


Рис. 1 Изменение запаса реактивности на начало кампании в циклах загрузки топлива

Из рисунка 1 можно видеть, что в каждой последующей загрузке содержание плутония подбиралось максимально возможной, чтобы обеспечить одновременно заявленную длительность кампании ядерного

топлива, которая составляет 1500 эф.сут. и не допустить увеличение запаса реактивности в процессе кампании ядерного топлива (ЯТ) большего, чем средняя доля запаздывающих нейтронов.

Для выбранной стартовой загрузки при рециркуляции ЯТ, с начальным содержанием плутония 12,485 %, начиная с загрузки № 3 происходит уменьшение длительности кампании ЯТ до 1400 эфф. сут, а при загрузке № 9 кампания ЯТ сократилась до 1350 эфф. сут, при этом во всех топливных загрузках начиная с № 3 максимум запаса реактивности наблюдается примерно через 250-300 эфф. сут.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Апсэ В.А. Некоторые преимущества использования радиогенного свинца в качестве теплоносителя быстрых реакторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 5–15.

МОДЕЛИРОВАНИЕ УЗЛА ФОРМИРОВАНИЯ ПУЧКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ВЛАЖНОСТИ ПОЧВЫ: ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ

В.А. Кусков, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: yak82@tpu.ru

Процедура мониторинга влажности почвы имеет важное значение в лесном и народном хозяйстве, в строительстве и метеорологии, археологии и добывающей промышленности. Термостатно-востовой метод (взвешивание) является наиболее популярным и точным методом определения влажности почвы. Другие методы используют рефлектометрию электрического заряда во временной области, основанную на зависимости электрической проницаемости среды от содержания влаги и рассеяние нейтронов. Последний метод является эффективным, быстрым, неразрушающим, легко воспроизводимым и экономически выгодным, обладает относительно высокой точностью и является оптимальным для использования в каменистой местности. Несмотря на то, что использование нейтронного излучения в различных методах измерения влажности почвы имеет давнюю историю, в большинстве случаев, эти методы основаны на влиянии нейтронно-физических свойств воды на термализацию нейтронов и, следовательно, на более высокие скорости счета тепловых нейтронов.

В работе авторами [1] предложен новый подход по измерению содержания влаги в почве. В отличие от существующих методов [2] влажность почвы в [1] определялась с использованием прямоугольного образца почвы, Ам-Ве источника нейтронов и системы, состоящей из системы пропорциональных счетчиков, расположенных под разными полярными углами к исследуемой почве.

Расчетная модель, используемая для определения влажности почвы основана на регистрации углового распределения рассеянных с поверхности образца почвы нейтронов, и имеет следующие допущения: размеры нейтронного источника являются точечными; модель не учитывает влияние геометрии коллиматора и элементов конструкции установки на угловое распределение нейтронов, регистрируемых системой детекторов.

В данной работе проведены комплексные расчетные исследования узла формирования пучка нейтронов для мониторинга влажности почвы с учетом реальных размеров коллиматора и капсульного источника нейтронов. Исследована возможность применения сборки, состоящей из пяти капсул типа AmershamX.14, для получения более точных данных о влажности почвы. Произведена оценка влияния на

результаты расчетов нейтронов, рассеянных от элементов конструкции установки. Обосновано применение точечной геометрии для предварительных поисковых оценок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ghaemifard M., et al Angular distribution of scattered neutrons as a tool for soil moisture measurement: A feasibility study // Conference: XIX International Symposium on Solid State DosimetryAt: Zacatecas, Mexico. – 2019.
2. SU S. L., Singh D. N., Baghini M. S. A critical review of soil moisture measurement //Measurement. – 2014. – Т. 54. – С. 92-105.

РАСЧЁТ СПЕКТРОВ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ РБМК-1000

К.А. Левковицкая, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: levkk@list.ru

В настоящее время реактор РБМК-1000 все ещё имеет большое значение в выработке атомной энергии в России. Хотя и существуют проекты по выводу из эксплуатации и замене данного типа реактора на другие, более современные, доля РБМК в атомной генерации страны составляет около 30 %. Отказ от досрочного вывода из эксплуатации реакторов РБМК позволил избежать энергетического кризиса в отдельных регионах.

В рамках данной работы проводился 26-групповой расчет спектра плотности потока нейтронов в активной зоне реактора РБМК-1000 для изучения и анализа его нейтронно-физических параметров. Полученные результаты представлены на рисунке 1.

Исходя из того, что спектры плотностей потока нейтронов в нулевой, первой и второй итерациях сошлись в относительных единицах, сделан вывод о правильности осуществления итерационного процесса. В данном расчёте учтены поправки на резонансную самоэкранировку ядер для всех элементов топлива.

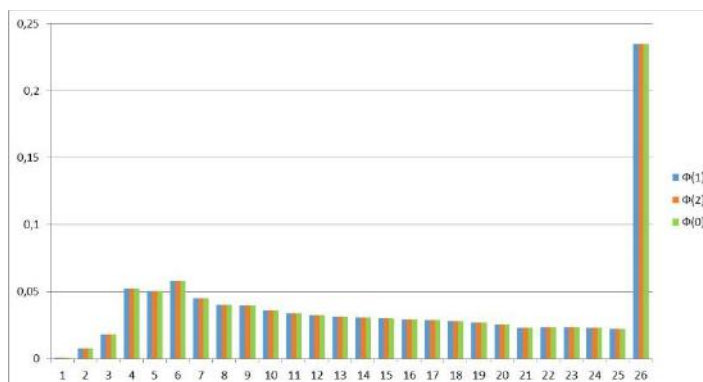


Рис. 1. Спектр плотности потока нейтронов в нулевой ($\Phi(0)$), первой ($\Phi(1)$) и второй ($\Phi(2)$) итерациях

Возможные имеющиеся отклонения в поведении спектра плотности потока нейтронов обусловлены начальными параметрами при проведении расчётов [1, 2].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / Под ред. Ю.М. Черкашова. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. – 632 с.

2. Головацкий А.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем / А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин // Известия вузов. Физика. – 2010. – Т.1. – № 11. – С. 10–14.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ НА ОСНОВЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

С. И. Маковей, Б. П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: ivanov@tpu.ru

Система безопасности является неотъемлемой частью каждого ядерного объекта. Она направлена на защиту предприятия от угроз несанкционированных действий. Согласно законодательным актам и постановлениям правительства, система безопасности должна подвергаться регулярной оценке для выявления эффективности ее функционирования. Именно поэтому в рамках данной работы был разработан программный продукт, который позволяет осуществлять оценку эффективности системы физической защиты (СФЗ).

Одним из способов оценки эффективности систем безопасности является применение компьютерных методов, где моделируется исследуемый объект и составляющие системы безопасности. Существующие в настоящее время программные продукты и методики не позволяют прорабатывать большое количество предполагаемых маршрутов нарушителя, поэтому в работе была исследована методика применения элементов теории графов при описании территории промышленного объекта и элементов системы безопасности, а также моделирования движения нарушителя в такой системе.

Для отработки алгоритмов поиска пути была разработана программная среда, где моделируется сам промышленный объект – территория, расположение зданий, предмета защиты и т.д., а также система безопасности – элементы инженерных и технических средств. Интерфейс программного обеспечения представлен на рисунке 1.

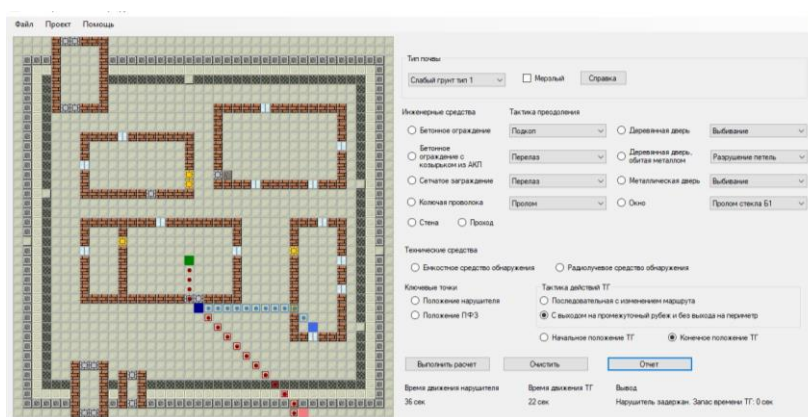


Рис. 1. Интерфейс разработанного ПО

Территория ядерного объекта и элементы комплекса инженерно-технических средств (КИТСФЗ) представляются в виде взвешенного графа. Таким образом, зная характеристики КИТСФЗ, возможно определить кратчайшее расстояние от одной вершины до другой – критический маршрут нарушителя.

Использование данной программной среды возможно для различных реально существующих ядерных объектов, т.к. возможно изменение, в рамках программы, плана объекта. Таким образом, возможно проведение оценки эффективности системы безопасности с максимального количества сторон.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гарсиа М. Проектирование и оценка систем физической защиты. – М: Мир: Издательство АСТ, 2002 г.
2. Физическая защита ядерных объектов: Учебное пособие для вузов/ П.В. Бондарев, А.В. Измайлов, А.И. Толстой; Под ред. Н.С. Погожина. – М.: МИФИ, 2008. – 584 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ГАММА-КВАНТОВ ПОЛУПРОВОДНИКОВЫМ ГЕРМАНИЕВЫМ ДЕТЕКТОРОМ

Е.А. Маренкова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: eam33@tpu.ru

На сегодняшний день достаточно широко распространены полупроводниковые детекторы. Однако в ходе эксплуатации наружный слой кристалла изменяется, что оказывает влияние на характеристики самого детектора такие, как эффективность регистрации гамма-квантов и разрешение детектора. Деграция рабочих характеристик оказывает влияние на качество результатов измерений.

О толщине «мертвого» слоя можно судить по степени поглощения гамма-квантов различных энергий кристаллом детектора. Эксперимент содержит две части измерений стандартных образцов, отличающихся живым временем и количеством измерений каждого из образцов, геометриями измерений. Кроме того, вторая часть эксперимента выполнена на детекторе без защиты для исключения влияния рассеяний в материалах детектора. Расстояние между детектором и источников излучения учтено с помощью модели LabSOCS. Исходя из полученных в ходе измерений площадей рассчитаны эффективности регистраций гамма-квантов различных энергий кристаллом детектора. Рассчитанные значения сравнены с теоретической кривой эффективности. За теоретические значения принята кривая калибровки по эффективности, полученная в 2016 году и не учитывающая изменений в кристалле детектора за 4 года. По результатам двух частей эксперимента разработана методика периодической оценки изменения эффективности регистрации гамма-квантов полупроводниковым германиевым детектором, содержащая рекомендуемый список линий гамма-излучений, порядок процедур, исключение грубых ошибок в выборках площадей пиков, определение погрешностей.

Сравнение полученных результатов измерений площадей и активностей с учетом и без учета модели LabSOCS показало завышение результатов в области низких энергий и занижение в области высоких энергий при использовании модели LabSOCS. В работе отмечено, что эффективность регистрации гамма-квантов уменьшилась в период с 2016 года по 2020 год. Изменение неодинаково в рассматриваемом энергетическом диапазоне. Большим изменением характеризуется область энергий до 200 кэВ – 2,09 %, в области более 200 кэВ – 1,4 %. По результатам эксперимента сделан вывод о необходимости набора хорошей статистики и исключении факторов окружающей среды, влияющих на измерения, для адекватной оценки изменения

эффективности регистрации гамма-квантов детектором. Абсолютная погрешность не превышает 0,5 % при наборе не менее 10^4 отсчетов в пике полного поглощения независимо от геометрии измерения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бушуев А.В. Методы измерения ядерных материалов в: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2007– 276 с.

АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИРОДНЫХ ГЛИН КАК БАРЬЕРОВ ДЛЯ РАСПРОСТРАНЕНИЯ РАО

В.Ф Мышкин, Ван Цайлунь, И.В. Туксов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: caylun1224@gmail.com

Развитие атомной энергетики приводит к накоплению значительных количеств радиоактивных отходов (РАО). Потенциальная опасность актинидов сохраняется сотни тысяч лет. Для локализации РАО необходима разработка эффективных и экологически безопасных методов. Общеизвестно, что эффективным способом обращения с такими отходами является размещение их в геологических формациях, содержащих глины. Цель исследования – оценка коэффициентов диффузии различных катионов в глинистых минералах, используемых как барьер для локализации РАО.

Распространение РАО связано с диффузией радионуклидов в глине и в порах, а также переносом с помощью потоков воды. Установлено, что при плотности более $1,5 \text{ г/м}^3$ глинистые минералы практически не проницаемы для воды [1]. Большая часть радионуклидов (^{137}Cs , ^{90}Sr , изотопы Pu и U) сорбируется на глине за счёт обмена ионами. Скорость ионного обмена зависит от термодинамики обмена, состава и концентрации раствора, от сорбируемых ионов и ионной формы глины. Более эффективно обмен катионов происходит из нейтральных растворов [2]. Это связано с тем, что ионы металлов не конкурируют с H^+ за активные центры.

Для оценки величины коэффициента диффузии катионов радионуклидов внутри кристаллитов иллита оценивали энергию связи межслоевых ионов с минералом с помощью программы для квантово-химических расчетов Materials Studio. В таблице приведены энергии кулоновской связи минерала иллита с ионами металлов. Известно, что координационные числа зависят от ионных радиусов. Координационные числа указаны в скобках, а радиусы приведены в ангстремах. Чем больше ионный радиус, тем на большее расстояние раздвигаются два соседних слоя атомов минерала, а суммарная энергия связи расчетной ячейки уменьшается. Максимальная энергия связи наблюдается для иона Na^+ .

Таблица 1

ион	Li	Na	K	Rb	Cs	Fr	Sr	Ra
энергия связи, кэВ	-23,930	-28,390	-26,293	-25,813	-25,374	-25,290	-26,515	-25,819
ионный радиус, Å	1,06 (8)	1,32 (8)	1,65 (8)	1,75 (8)	1,88 (8)	1,94 (6)	1,40 (8)	1,62 (8)

Видно, что с увеличением радиуса катионов щелочных элементов энергия связи уменьшается. Однако, литий выпадает из этой закономерности. Во втором периоде также наблюдается координация между энергией связи и ионного радиуса. Энергия, необходимая для преодоления ионом барьера в элементарной ячейке иллита связана с ионным радиусом. В докладе приводится анализ процессов, приводящих к уменьшению коэффициента диффузии катионов радионуклидов через иллит.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Matusiewicz, M., Olin, M. Comparison of microstructural features of three compacted and water-saturated swelling clays: MX-80 bentonite and Na- and Ca-purified bentonite // Clay Minerals, 54(1), 75-81, 2019.
2. Leng Ya., Henderson M.J., Courtois J. at all. Sorption of plutonium on geological materials associated with a Chinese radioactive waste repository: influence of pH // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2016. – V. 308. – P. 895–903.

ПРОБЛЕМАТИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОЦЕНКИ ПОСЛЕДСТВИЙ НЕСАНКЦИОНИРОВАННЫХ ДЕЙСТВИЙ В ОТНОШЕНИИ ЯДЕРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ, А ТАКЖЕ ОБЪЕКТОВ (ТЕРРИТОРИЙ), ПОДЛЕЖАЩИХ АНТИТЕРРОРИСТИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЕ

А.В. Никиенко, Е.А. Власенко

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,
Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: nikienko24@gmail.com

На ядерных и радиационных объектах Российской Федерации создаются и эксплуатируются системы физической защиты (СФЗ). В целях установления дифференцированных требований к СФЗ осуществляется категорирование объектов. Одним из критериев категорирования является масштаб последствий несанкционированных действий (ПНСД). Для ядерных объектов он определяет категорию ПНСД, для радиационных объектов – категорию последствий диверсий, для объектов, подлежащих антитеррористической защите (АТЗ) – характер чрезвычайной ситуации (ЧС). Точность определения масштаба ПНСД чрезвычайно важна, так как влияет на достоверность установления категории объекта, что, в свою очередь, определяет набор требований, предъявляемых к СФЗ объекта, и непосредственно влияет на величину затрат на оснащение объектов инженерно-техническими средствами охраны. В работе рассмотрены основные проблемы проведения оценки ПНСД, среди которых следующие:

1. Существующая методика Госкорпорации «Росатом», используемая для категорирования ПНСД [1], имеет ряд допущений, существенно влияющих на достоверность результата.
2. На ядерных и радиационных объектах Госкорпорации «Росатом» при категорировании ПНСД часто используется категория объекта по потенциальной радиационной опасности, установленная в соответствии с [2]. При этом критерии категорирования (границы радиационного воздействия) противоречат аналогичным критериям, установленным в [3].
3. Для объектов, подлежащих АТЗ, последствия совершения теракта определяются характером ЧС в соответствии с [4]. Однако данное постановление классифицирует ЧС только природного и техногенного характера, и применение данных классификаторов для терактов некорректно ввиду различия исходных данных (подрыв взрывчатого вещества террористом, местоположение закладки взрывного устройства). Кроме того, формулировки, используемые в [4], не позволяют классифицировать все возможные варианты последствий ЧС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Методические рекомендации по категорированию предметов физической защиты и ядерных объектов, утвержденные заместителем генерального директора Госкорпорации «Росатом» по безопасности К.И. Денисовым 06 июля 2015 года – М.: Госкорпорация «Росатом», 2015. – С. 11 – 16.

2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). – 8 с.
3. Правила физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов, утвержденные Постановлением Правительства РФ от 19 июля 2007 г. № 456. – 30 с.
4. Постановление Правительства РФ от 21.05.2007 № 304 «О классификации чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера». – С. 1 – 2.

ВОПРОСЫ ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ОТ ВНЕШНИХ УГРОЗ

В.Д. Новикова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: veronika.novikova98@yandex.ru

Создание системы физической защиты предполагает анализ эффективности и уязвимости системы физической защиты (СФЗ) как важный этап разработки практически любой подобной системы. Необходимость применения компьютерных моделей объясняется сложностью СФЗ, разнообразием моделей нарушителей и путей их проникновения. В основе различных методов анализа эффективности СФЗ лежат данные экспертных оценок основных параметров, и, следовательно, эти методы обладают высокой степенью субъективности.

Целью работы является повышение уровня защищенности объекта путем усовершенствования метода анализа эффективности СФЗ.

Существующие компьютерные программы оценки эффективности СФЗ имеют свои недостатки и не могут применяться в различных странах из-за специфики создания СФЗ.

Представленная в данной работе компьютерная модель СФЗ сочетает в себе функции трехмерного моделирования СФЗ. Модуль трехмерной симуляции предлагает моделирование охраняемого объекта, установка устройств обнаружения, а также виртуальная тренировка безопасности. Оператор сможет дополнительно устанавливать соответствующие параметры нарушителей и сил реагирования, задать сценарий проникновения нарушителя, включая путь. Метод системного анализа позволит идентифицировать пути нарушителя, настраивать параметры надежности, анализировать надежность и риски.

Предлагаемый метод предоставит пользователям полную и визуализированную информацию о СФЗ, кроме того, вводятся функции анализа надежности и рисков. Результаты анализа надежности и рисков обеспечат ценную обратную связь для оценки и пересмотра СФЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гарсиа М. Проектирование и оценка систем физической защиты. – М.: Изд-во Мир, 2003. – 386 с.
2. РД-07-01-2004 «Методические указания по проведению оценки состояния физической защиты ядерно- и радиационно-опасных объектов по результатам проведенной инспекции» [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://docs.cntd.ru/document/1200039725> – 09.05.2020.
3. Постановление Правительства от 19 июля 2007 г. №456 «Об утверждении правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов» [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_5264 – 20.05.2020.

КОНТРОЛЬ ИЗМЕНЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ ДЕМОНТАЖЕ КОНСТРУКЦИЙ ОСТАНОВЛЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Р.И. Кан

Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов,
Россия, Томская обл., Северск, Автодорога 13, зд.179А, 636000

E-mail: pao@dnrc.ru

Существенной проблемой для разработки подходов и технологий демонтажа конструкций выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР) является риск превышения допускаемых дозовых нагрузок на персонал, что обусловлено относительно высокими значениями мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения в активированных конструкциях реактора. В металлоконструкциях (МК) остановленных уран-графитовых реакторов МЭД гамма-излучения может достигать ~10-100 Зв/час (сразу после останова) и постепенно снижаться в зависимости от времени выдержки. В графитовой кладке (ГК) уровни гамма-излучения в целом существенно ниже, но при этом в некоторых случаях также могут быть существенными и превышать значения МЭД в МК, что обусловлено присутствием в ГК облучавшихся длительное время металлических элементов, термопар и просыпей фрагментов топлива. По этим причинам в ходе выполнения некоторых операций по демонтажу конструкций возможен рост интенсивности гамма-излучения в местах проведения работ. В настоящее время на базе промышленного уран-графитового реактора АДЭ-5 АО «ОДЦ УГР» поэтапно выполняются опытно-конструкторские работы по разработке технологии демонтажа УГР, сопровождающиеся извлечением элементов конструкций, анализом активности и выполнением измерений распределения МЭД на разных этапах работ. В качестве основного варианта демонтажа УГР отрабатывается технический подход демонтажа конструкций через проем в верхних МК [1].

Для контроля изменения МЭД кроме стандартных средств измерения применяется разработанный совместно с ООО Предприятие «ГРИН СТАР ТЕХНОЛОДЖИЗ» (г.Москва) программно-аналитический комплекс (ПАК), включающий в себя: блок управления (промышленный ноутбук с программным обеспечением) и блок сканирования (устройство опускания и подъема детектора и др.), который устанавливается в зоне выполнения работ и обеспечивает измерения по высоте каналов с заданным шагом. Процесс сканирования контролируется и управляется дистанционно с помощью специализированного программного обеспечения (рис.1).

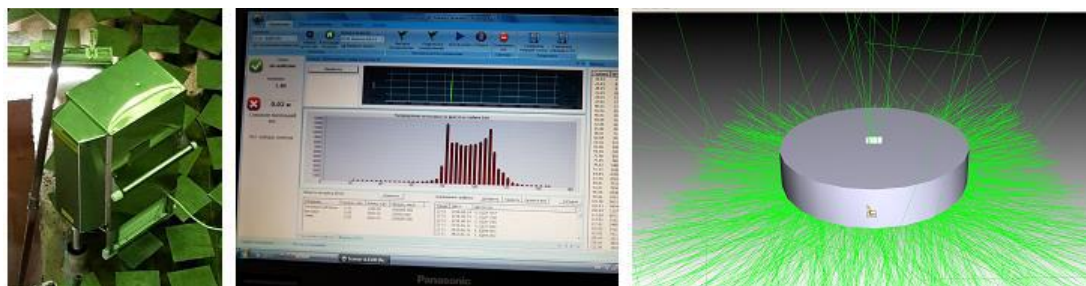


Рис. 1. Контроль МЭД гамма-излучения у проема, выполненного в верхних металлоконструкциях (сх. «Е») остановленного УГР: блок сканирования ПАК (слева); интерфейс программы блока управления ПАК (в центре); пример модели, построенной в GEANT4 (справа).

Для моделирования изменений радиационной обстановки для различных вариантов демонтажа УГР был опробован объектно-ориентированный пакет программ GEANT 4, который позволяет разработать модели для прогноза изменений радиационной обстановки при демонтаже конструкций остановленного уран-графитового реактора, определить наиболее безопасные подходы демонтажа и заранее оценить эффективность компенсирующих мероприятий для ограничения роста МЭД выше допустимых уровней. При этом важное значение имеет возможность сравнения расчетных и экспериментальных данных для корректировки и верификации расчётных моделей.

В дальнейшем разработанные методические подходы могут быть использованы при демонтаже энергетических реакторов типа РБМК, АМБ и др.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2679827 РФ. G21C 19/00 (2006.01). Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора / А.Н. Бирюков, Ф.Е. Ермошин, С.Г. Котляревский, А.О. Павлюк, Е.С. Падерин, В.И. Семенихин, М.А. Туктаров, А.А. Шешин. Заявлено 12.03.2018; Опубл. 13.02.2019, Бюл. №5

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДА НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.О. Павлюк¹, С.Г. Котляревский¹, Р.И. Кан¹, В.Г. Меркулов², Е.В. Чибисов², Д.В. Кабанов²

¹Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов,
Россия, Томской обл., Северск, Автодорога 13, зд.179А, 636000

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: pao@dnrc.ru

Начиная с конца 2018 г. в РФ начался поэтапный окончательный останов энергетических уран-графитовых реакторов типа РБМК (1 энергоблок Ленинградская АЭС) и ЭГП-6 (1 энергоблок Билибинской АЭС). В ближайшее десятилетие предполагается окончательный останов остающихся в настоящее время в эксплуатации десять РБМК (Ленинградская, Курская, Смоленская АЭС) и трех ЭГП (Билибинской АЭС).

В связи с этим актуализировались исследования активности радионуклидов в графите энергетических уран-графитовых реакторов. Важное значение при этом имеет точность оценок активности, что в дальнейшем влияет на классификацию графитовых РАО в соответствии с Постановлением правительства от 19 октября 2012 г. N 1069 и соответственно на выбор вариантов обращения с ними [1].

К настоящему времени разработаны и опробованы различные методов исследования радионуклидного состава графита [2]. При этом отмечается, что нейтронно-активационный анализ (НАА) обладает рядом преимуществ, связанных с более высокой точностью определения примесного состава графита (16 примесных элементов) и изотопов урана (^{235}U и ^{238}U). К наиболее значимым можно отнести возможность анализа таких примесей как Cl и Co, исследования распределения которых имеют фундаментальное значение. НАА является частью расчетного метода, который позволяет определить активность части нуклидов в графите при известных параметрах облучения.

Кроме высокой точности существенным преимуществом метода является возможность исследования необлучённых (соответственно нерадиоактивных) образцов графита из оставшихся после постройки реактора графитовых блоков, что крайне важно учитывая трудности отбора и доставки радиоактивных веществ в специализированные лаборатории (особенно из Билибинской АЭС).

Результаты, проведенного тестового облучения партий проб графита в экспериментальном канале реактора ИРТ-Т (г. Томск) подтвердили возможность прецизионного определения концентрации ряда примесей в графите. При этом дальнейшее совершенствование методических подходов на реакторе ИРТ-Т может позволить увеличить количество определяющих активность графита примесей и расширить перспективы применения исследовательского реактора типа ИРТ-Т для решения проблем графитовых радиоактивных отходов [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дорофеев А.Н., Комаров Е.А., Захарова Е.В., Волкова А.Г., Мартынов К.В., Линге И.И., Иванов А.Ю., Уткин С.С., Павлюк А.О., Котляревский С.Г. К вопросу захоронения реакторного графита // Радиоактивные отходы. – 2019. – №2(7). – С. 18-30.
2. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Петрова Е.В., Зубарев В.Н., Алеева Т.Б., Гирке Н.А. Радиоактивный реакторный графит. - М.: НИЯУ МИФИ. - 2015. - 148 с.
3. Павлюк А.О., Котляревский С.Г., Беспала Е.В. и др. Перспективы применения исследовательского реактора типа ИРТ-Т для решения задач в рамках проблемы графитовых радиоактивных отходов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2018. – № 1. – С. 87-98.

ВОЗМОЖНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА БАЗЕ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.А. Прец, Ю.А. Калиновский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск,

пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: prets.anatoly@gmail.com

В плане развития ядерной энергетики России до 2050 года указано, что «...основное направление утилизации избыточного оружейного плутония, как и плутония из облучённого ядерного топлива, состоит в использовании смешанного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов» и необходимо «...создание технологической базы для крупномасштабной атомной энергетики на быстрых реакторах естественной безопасности без ограничений по топливным ресурсам...».

В настоящее время в России большое внимание уделяется проекту «Прорыв», ориентированному на достижение нового качества ядерной энергетики, который консолидирует проекты по разработке реакторов большой мощности на быстрых нейтронах, технологий замкнутого ядерного топливного цикла, новых видов ядерного топлива и материалов. Реакторная установка БРЕСТ является одной из составных частей проекта «Прорыв».

Основными достоинствами данной установки служат низкое значение запаса реактивности и высокое значение коэффициента воспроизводства ядерного топлива, позволяющее обеспечивать кампанию ядерного топлива около 5 лет.

В работе произведена оценка возможности реализации замкнутого ядерного топливного цикла на уран-плутониевом нитридном топливе с обедненным ураном и энергетическим плутонием ($Pu^{238}/Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = (1,2/68,3/23,2/3,1/4,2 \%)$).

Получены зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов при рециркуляции ядерного топлива при помощи аналитического метода (решение системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов) и пакета программ MCU.

Определено, что при рециркуляции ядерного топлива и подпиткой его обедненным ураном, реактор на быстрых нейтронах способен работать на протяжении более 10 циклов загрузок. Также стоит отметить, что при такой схеме работы реактора и рециркуляции топлива обеспечивается необходимый запас реактивности. Начиная с 5 цикла запас реактивности начинает расти и на 10 цикле практически выходит на стабильное (стационарное) значение. Масса обедненного урана для подпитки составляет около 1 тонны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Dragunov, A., Saltanov, E., Bedenko, S., Pioro, I. A feasibility study on various power-conversion cycles for a sodium-cooled fast reactor / (2012) International Conference on Nuclear Engineering, Proceedings, ICONE, 5 (1), pp. 559–567.
2. Andrianova E. A., Davidenko V. D., Tsibul'skii V. F. Prospective fuel loads of reactors in a closed fuel cycle of nuclear power // Atomic Energy, Vol. 118, No. 5, September, 2015 (Russian Original Vol. 118, No. 5, May, 2015), pp 301–306.

ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ТВС И ИХ АКТИВНОСТИ

И.Ю. Перминов, Н.В. Зенепрецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vanya.perminov2011@yandex.ru

В настоящее время в ядерной отрасли происходит очень быстрое развитие. Вслед за развитием самой отрасли возрастают и объемы ядерных отходов, которые требуют дальнейшей переработки, либо захоронения [1]. Используемые ныне конструкционные материалы ТВС, погружаемых в ядерных реактор, подвергаются воздействию мощного нейтронного излучения, в результате чего меняется изотопный состав стенок ТВС, что ведет за собой изменение как физических, так и химических свойств материала, а также, что немаловажно – происходит накопление радиоактивности, тем самым возрастает и время дислокации таких отходов в бассейнах выдержки возле АЭС, но зачастую эти бассейны переполняются отходами, в связи с тем, что выдержка отработавшего топлива занимает слишком много времени [2].

В качестве конструкционных материалов для ТВС используются легированные сплавы, такие, как: Э110, Э635, Э365 и многие другие [3]. Соответственно, различие изотопного состава порождает и различное поведение под действием нейтронного излучения, а также, активность таких сплавов может значительно отличаться после кампании ядерного топлива в реакторе [4].

Таким образом, целью работы являлось исследование и сравнение активностей конструкционных материалов ТВС после кампании реактора. Было определено какой сплав наиболее пригоден для использования в подобных условиях, а также, выявлен наиболее устойчивый к нейтронному облучению материал. В рамках работы использовался математический пакет Wolfram Mathematica. Работа позволила осуществить прогноз изменения изотопного состава и остаточной активности ТВС после её извлечения из зоны облучения, что необходимо для дальнейшего изучения радиационной стойкости циркониевых сплавов.

Математическое моделирование, по сравнению с практическим исследованием, значительно экономит временные и материальные ресурсы, но уступает в воссоздании реальной среды, а производит расчет в условиях, приближенных к идеальным.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белозоров Д. П., Давыдов Л. Н. Современные проблемы ядерной энергетики // Вестник Харьковского университета: «Ядра, частицы, поля». – 2007. – №. 777. – С. 32.
2. Хвостова М. С. Экологические проблемы накопления отработавшего ядерного топлива в России // Вестник Российского университета дружбы народов. Серия: Экология и безопасность жизнедеятельности. – 2012. – №. 2. – С. 48.
3. Митрофанов Н. М., Целищев А. И., Агеев В. С. и др. Конструкционные материалы для оболочек ТВЭЛов и чехлов ТВС реакторов / Под редакцией Решетникова Ф. Г., Шкабура И. А. // Москва. Труды ВНИИИНМ. – 2011. – С. 211.
4. Мержанов А. Г., в. кн.: Физическая химия. Современные проблемы, под редакцией Я. М. Колотыркина // Москва. –1983. – №. 1. – С. 6-45.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКОВ РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.А. Рыбаченко, Ю.Б. Чертков

Национальный Исследовательский Томский политехнический университет

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aar56@tpu.ru

ИРТ-Т – исследовательский реактор бассейного типа с водным замедлителем и теплоносителем, в котором роль отражателя выполняет бериллий. Назначение таких реакторов – это проведение исследований в различных областях науки и техники, наработка изотопов и т.п.. Поэтому важно обеспечивать правильную эксплуатацию таких установок. Один из основных параметров реактора – запас реактивности. Контроль за ним можно осуществлять экспериментальными и расчётными методами. Характерным для ИРТ-Т реактивностным актором является отравление бериллия. При взаимодействии нейтронов с бериллием образуются ядра-отравители He^3 и Li^6 .

В период с июня 2014 по май 2016 года реактор ИРТ-Т не работал, стоянка реактора составила порядка 700 дней. По расчётным оценкам стоянка должна была привести к уменьшению запаса реактивности на $1,8 \beta_{эф}$, но вывод реактора на МКУ показал, что была потеряна реактивность в размере $3,1 \beta_{эф}$. Сверхрасчётные потери запаса реактивности составили $1,3 \beta_{эф}$. Причиной неправильной оценки послужило переотравление граничного слоя отражателя, влияние которого не было учтено в силу особенностей программы контроля (MCU) [1].

В работе проведена оценка влияния переотравления граничного слоя отражателя (неравномерность распределения концентрации) на запас реактивности. При помощи программы WIMS-ANL были созданы две расчётные модели (рисунок 1), с равномерной концентрацией и переотравлением граничного слоя.

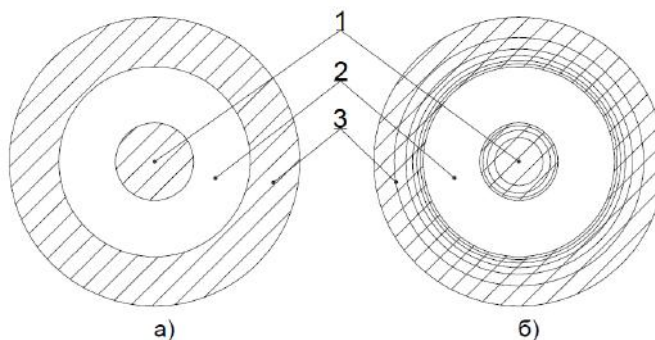


Рис. 1 – Геометрия ячейки в программе WIMS-ANL: а) ЦО; б) ЗО

Разница во влиянии отравления на реактивность составила $4,471\beta$. Результат повторяет реальные данные и подтверждает связь запаса реактивности и неравномерности распределения ядер-отравителей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора ИРТ-Т/ В.А. Варлачев, Ю.Б. Чертков, А.Г. Наймушин, С.А. Клостер, А.С. Нуркин. – Томск, 2017. – 13 с.

ТРАНСМУТАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

С.М. Сазонов, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: sms12@tpu.ru

Ядерная трансмутация рассматривается в качестве способа снижения общего уровня активности долгоживущих нуклидов как путем выжигания ряда делящихся нуклидов в специальных реакторах, так и путем преобразования других долгоживущих нуклидов в короткоживущие посредством облучения в ускорителе. Уравнивание скоростей образования и трансмутации отходов исключит накопление их в цикле.

Долгоживущие РАО можно подразделить на продукты деления, актиноиды и продукты активации конструкционных материалов, а по ядерным свойствам — на делимые, нейтронодефицитные (активно поглощающие нейтроны) и нейтроноизбыточные (слабо поглощающие нейтроны).

К актиноидам относятся U, Th, Np, Pu, Am, Cm. Ядра-актиноиды могут делиться в спектре нейтронов быстрого реактора. Основные актиноиды и их периоды распада приведены в таб. 1.

Таблица. 1. Основные актиноиды и их периоды распада

Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$, годы	Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$, годы
^{236}Np	$1,1 \cdot 10^5$	^{242}Am	152
^{237}Np	$2,14 \cdot 10^6$	^{243}Am	7380
^{238}Pu	87,74	^{243}Cm	285
^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	^{244}Cm	18,1
^{240}Pu	6570	^{245}Cm	8532
^{241}Pu	14,4	^{246}Cm	4730
^{241}Pu	$3,76 \cdot 10^5$	^{247}Cm	$1,56 \cdot 10^7$
^{244}Pu	$8,26 \cdot 10^7$	^{248}Cm	$3,39 \cdot 10^5$
^{241}Am	432	^{250}Cm	6900

На временное хранение направляются нуклиды, обладающие потребительской ценностью. Остаются нейтронодефицитные нуклиды, высокоактивные ^{90}Sr и ^{137}Cs , нейтроноизбыточные нуклиды с $T_{1/2} \geq 30$ лет и активные конструкционные материалы. Технология переработки РАО ядерно-физическими методами должна представлять собой замкнутый цикл с операциями по выдержке и химической переработке трансмутируемых продуктов деления. Это связано с необходимостью относительно длительного облучения в реакторедожигателе трансмутируемых нуклидов в целях поддержания баланса выжигаемых и нарабатываемых нуклидов. Рассматриваются возможные схемы обращения с долгоживущими РАО, различающиеся степенью фракционирования, продолжительностью временного контролируемого хранения и особенностями использования трансмутации нуклидов [1].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шмелев А.Н., Апсэ В.А., Куликов Г.Г. Физические основы обезвреживания долгоживущих радиоактивных отходов (трансмутация нейтронами): Учебное пособие. М.: МИФИ, 2002. – 124 с.

ПРОГРАММНО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО ПРОЕКТИРОВАНИЮ И ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ОБЪЕКТА

Е.А. Суханов, О.В. Селиваникова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: Dger97@mail.ru

Обеспечение системы физической защиты (СФЗ) является важным аспектом в ядерной энергетике. Физическая защита объекта обеспечивает защиту от диверсий в отношении уязвимых мест ядерной установки и/или пункта хранения, а также защиту от кражи ядерного материала. Процесс создания СФЗ можно разделить на пять стадии, каждый из которых обязательно должен присутствовать во время разработки защиты на ядерном объекте: предпроектная стадия; стадия проектирования; реализация проектных решений; ввод системы физической защиты в действие; эксплуатация [1].

На проектной стадии разрабатываются проектные решения, включая выбор и расположения комплекса инженерно-технического оборудования, рабочая документация, рабочие чертежи, спецификации оборудования и изделий. Оценка эффективности на данном этапе позволит улучшить систему еще до ввода в эксплуатацию и сэкономить ограниченные ресурсы и время. Существует дифференциальный и интегральный показатель эффективности системы физической защиты [2]. Каждый из данных показателей включает себя: вероятности обнаружения нарушителя; время продвижения нарушителя; оснащение нарушителя; время реагирования сил охраны;

Современные технологии позволяют реализовать такой подход, путем: создания компьютерной модели ядерного объекта; ряда алгоритмов и базы данных технических средств обнаружения, с возможностью дополнения. Создание такого программно-аналитического комплекса необходимо разделить на несколько важных этапов: разработка и/или подключение графических модулей для создания компьютерной модели объекта; сбор базы данных по охраняемым датчикам; разработка алгоритмов по оценке эффективности, соответствия требованиям нормативно-правовой базы и соблюдения принципов построения физической защиты. Предполагается, данным программно-аналитическим комплексом будет пользоваться работник/студент со средним уровнем подготовки по физической защите.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. НП-083-15. Требования к системам физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов. [Электронный ресурс]. – Введен 23.11.2015 г. – Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_189442/. – 22.03.2020
2. Степанов Б.П., Годовых А.В. Основы проектирования систем физической защиты ядерных объектов: учебное пособие // Томский политехнический университет. – Томск. Изд-во: Томского политехнического университета, 2009. – 118 с.

СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ДЕСТРУКТИВНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ И ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ПОКРЫТИЯХ ТОПЛИВА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ

О.А. Украинец, С.В. Беденко, А.И. Зорькин, С.А. Масенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: lesyaukrainets@gmail.com

Исследование материалов, обладающих специфическими свойствами и способностью выдерживать экстремальные условия – актуальная проблема современной науки. Это объясняется тенденцией повышения выгорания ядерного топлива, увеличения длительности кампаний, повышения мощности и энергонапряженности единичных блоков ядерных энергетических установок. Для этого необходимо разрабатывать новые конструкционные материалы, поскольку достижение высоких выгораний топлива ограничивается радиационной стойкостью материалов оболочек и чехлов тепловыделяющих сборок, а срок эксплуатации реакторов на тепловых нейтронах ограничивается ресурсом материалов корпусов и внутрикорпусных устройств [1, 2]. К тому же имеется необходимость испытывать уже разработанные материалы на радиационную стойкость для выяснения не только пределов их применимости, но и возможности использования излучения как технологического фактора для улучшения свойств материалов.

Под действием облучения конструкционные материалы испытывают структурные превращения, которые, в первую очередь, оказывают отрицательное влияние на механические свойства и коррозионную стойкость. Самые сильные изменения возникают под действием нейтронного излучения [3].

В работе проведены комплексные расчетные исследования деструктивных структурно-фазовых факторов процесса дефектообразования в функциональных материалах и оборудовании современной ядерной энергетики при облучении тепловым и эпитепловым спектром нейтронов. Так же выполнено моделирование источника, генерируемого нейтроны в широком спектральном диапазоне, что позволяет проводить фундаментальные исследования механизмов дефектообразования в модифицированных фторопластах и других материалах, используемых в ядерной и космической промышленности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Romanov B. et al. Effect of gamma radiation on dielectric and mechanical properties of modified fluoroplastic PTFE // AIP Conference Proceedings. – AIP Publishing LLC, 2018. – Т. 1938. – №. 1. – С. 020003.
2. Воеводин В.Н., Неклюдов И.М. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов. – Киев: «Наукова думка», 2006. – 378 с.
3. Милинчук В.К., Тупиков В.И. Радиационная стойкость органических материалов // Ядерная энергетика. – 2001. – Т.4. – С. 77.

ЛАЗЕРНАЯ ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПОВЕРХНОСТЕЙ ТВЭЛОВ

В.А. Хан¹, В.Ф. Мышкин¹, Д.М. Хорохорин^{1,2}, М.С. Кузнецов¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

² Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: dmh1@tpu.ru

В настоящее время перспективны ядерные реакторы 4-го поколения, такие как быстрые натриевые, использующие мокс-топливо. Производство мокс-топлива имеет множество технологических особенностей и контрольных операций, не характерных для технологии топлива на основе UO_2 .

Мокс-топливо содержит плутоний, который в ~ 180000 раз активнее природного урана, претерпевающий в основном α -распад. Поэтому попадание мельчайших частиц топлива на внешнюю поверхность трубки твэла, вносит большое α -загрязнение. Поэтому при производстве твэлов с мокс-топливом требуется контроль поверхностного загрязнения α -активными радионуклидами.

При загрузке трубки топливным столбом микрочастицы топлива могут попасть на торец трубки. При последующей приварке заглушки возможно попадание микрочастиц в сварной шов заглушки. Загрязнение твэла представляет из себя микрочастицы мокс-топлива находящиеся на поверхности трубки, а также включенные в объем сварочного шва заглушки твэла.

Известна технология дезактивации трубки твэла, включающая протирку поверхности твэла через тканевые чистящие элементы картриджа [патент РФ №2605540]. Однако, метод не обеспечивает удаление радиоактивных пылинок, частично утопленных в объем сварного шва заглушки твэла.

Для дезактивации сварного шва предлагается использовать лазерное испарение поверхности оболочки твэла. Задача исследования – оптимизация параметров лазерных импульсов, позволяющих максимально уменьшить активность сварного шва трубки твэла при минимальном увеличении шероховатости поверхности трубки.

Стальные сплавы и оксиды урана, плутония отличаются теплоемкостью, температурами плавления и кипения. Селективному испарению микрочастиц оксидов способствует их меньшая теплопроводность и высокий коэффициент поглощения лазерного излучения на рабочей длине волны. Металлы и оксиды металлов нагреваются с разной скоростью из-за того, что имеют разные показатели преломления и теплопроводность. Это позволяет селективно испарять внедренные в металл микрочастицы оксидов, находящихся в поверхностных слоях сварного шва.

Для экспериментальных исследований использованы импульсный лазер на стекле с неодимом, линза, позиционирующее устройство с закрепленной пластиной, имитирующей сварной шов твэла.

В докладе обсуждаются экспериментальные результаты и модель процессов, протекающих на поверхности сварного шва, в объеме которого содержатся полупроводниковые микрочастицы, при облучении импульсным лазерным излучением. Контроль остаточной активности поверхности проводили с помощью гамма-спектрометра. Кратеры, образующиеся на поверхности металла при облучении фокусированным лазерным излучением, рассматривали с различным увеличением с помощью сканирующего электронного микроскопа. Глубину кратера на поверхности трубки твэла оценивали с помощью оптического профилометра.

ОБОСНОВАНИЕ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ КРЕСТООБРАЗНЫХ ТВЭЛОВ ДЛЯ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

Ю. Б. Чертков, Т. Т. Элзаят

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Е-mail: elzayattarek@yahoo.com

В существующих атомных электростанциях обычно используются топливные сборки, которые включают в себя множество топливных элементов, каждый из которых содержит ядерное топливо из диоксида урана UO_2 , заключённое в цилиндрическую оболочку. В то же время компания «Лайтбридж» разрабатывает новый дизайн топливных элементов, который называется «спиральный крестообразный твэл». Данный твэл имеет четырехлучевую форму поперечного сечения и поворот по вертикальной оси, чем обеспечивается самодистанционирование.

Компания «Лайтбридж» изменила топливный материал с традиционного керамического диоксида урана UO_2 на сплав (U-Zr) из металлического урана и циркония. Предполагается, что такое топливо позволяет значительно увеличить мощность (~20%) в текущих реакторах с водой под давлением (ВВЭР и PWR) при сохранении или даже повышении уровня безопасности.

Подобная конструкция такого вида ядерного топлива уже использовалась в высокотемпературных, но не мощных, исследовательских реакторах СМ и ПИК в России. Кроме того, недавно в РНЦ «Курчатовский институт» также предложен этот вид ядерного топлива, но с трёхлопастным профилем, для конструкции ВВЭРТ (водо-водяной энергетический реактор с уран-ториевым топливом на основе реактора ВВЭР-1000) с гексагональной решеткой. В связи с имеющимся интересом к данному виду твэла представляет интерес обоснование выбора топливной композиции, что является целью настоящей работы. Моделирование проводится с помощью программных средств GETERA и Serpent.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. J. Malone, A. Totemeier, N. Shapiro, S. Vaidyanathan, "Lightbridge Corporation's advanced metallic fuel for light water reactors," Nuclear Technology., vol. 180, pp. 437-442, December. 2012.
2. Feng, D., Kazimi, M.S., and Hejzlar, P., "Innovative Fuel Designs for High Power Density Pressurized Water Reactors", MIT-NFC-TR-075, September 2005.
3. Б.С. Михайлович, К.В. Федорович, К.В. Владимирович, М.А. Глебович, М. Майкл. Евразийский патент № 023017 "ТОПЛИВНАЯ СБОРКА" March .2016 .

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

Ю. Б. Чертков, Т. Т. Элзаят

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Е-mail: elzayattarek@yahoo.com

Реактор SSCR представляет собой реактор с водой под давлением, в котором замедлитель и теплоноситель представляет собой смесь тяжелой и легкой воды, причем относительные концентрации каждой из них изменяются в течение срока службы активной зоны реактора. В начале жизни реактора

концентрация тяжелой воды высока (от 60 до 80 моль %) [1]. Поскольку активная зона реактора вырабатывает энергию (реактивность уменьшается из-за выгорания топлива и накопления продуктов деления), замедлитель теплоносителя разбавляют легкой водой, чтобы уменьшить концентрацию тяжелой воды и таким образом добавить необходимую реактивность. Во время работы на полной мощности практически все стержни управления находятся вне активной зоны. Поэтому зональная загрузка топлива очень эффективна в снижении пиковой мощности, и получается реактора с высокой плотностью мощности.

Отсутствие стержней управления или других поглощающих систем в реакторе также приводит к высокому коэффициенту конверсии, поскольку нейтроны поглощаются в фертильном материале и производят топливо, а не теряются в стержнях управления или в других поглощающих системах. SSCR допускает более длительный срок службы активной зоны, чем обычные водяные реакторы с регулирующими стержнями, поскольку более избыточная реактивность может контролироваться замедлителем тяжелой воды-легкой воды [2]. Достаточная избыточная реактивность может контролироваться в SSCR для достижения выгорания топлива 60 000 МВт·сутки/т или выше.

Кроме того, более низкий пик мощности активной зоны приводит к среднему выгоранию топлива активной зоны ближе к максимальному выгоранию, чем в случае реакторах с высокими коэффициентами пиковой мощности. Таким образом, если срок службы активной зоны ограничен максимально допустимым выгоранием топлива, то активной зоны SSCR могут достигать более длительного срока службы, так как средний выгорание выше для данного максимального локального выгорания [1].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. R. A. MATZIE and F. M. SIDER, "Evaluation of Spectral Shift Controlled Reactors Operating on the Uranium Fuel Cycle," EPRI NP-1156, Electric Power Research Institute (1979) .
2. И.Н. Васильченко, В.М. Махин, С.А. Кушманов и др. (ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»), П.Н. Алексеев, В.Ф. Горохов, А.С. Духовенский и др. (НИЦ «Курчатовский институт»), доклад «Расчетно-конструкторские проработки активных зон ВВЭР со спектральным регулированием», 17-20 мая 2011 год.

КОМПЛЕКСНЫЙ ПОДХОД ПО СОЗДАНИЮ, КОНТРОЛЮ КАЧЕСТВА И ВОССТАНОВЛЕНИЮ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР ФГУП «ГХК»

Д.О. Чубреев, Д.В. Жирников, А.В. Леонов

ФГУП «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: d.chubreev@gmail.com

На площадке ФГУП ГХК расположены три промышленных уран-графитовых реактора. Из них реакторы АД и АДЭ-1 полностью остановлены, приведены в ядерно-безопасное состояние и выводятся из эксплуатации по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте с дальнейшим созданием пункта захоронения «особых» РАО. При этом с целью предотвращения возможной диффузии и миграции радионуклидов из пункта захоронения, а также создания многобарьерной системы защиты в соответствии с принципом ALARA дополнительно создаются искусственные барьеры безопасности с использованием технологии бесполостного заполнения [1,2].

С течением времени из-за уплотнения используемого глинистого барьерного материала возможно образование полостей в местах стыка строительных конструкций и конструкционных элементов реактора. Кроме того, не исключено попадание влаги (из техногенного или природного источника) внутрь пункта

захоронения «особых» РАО, что может также привести к нарушению целостности глиносодержащих барьеров безопасности.

После обнаружения мест образования полостей или обводнения, например методом нейтрон-гамма и нейтрон-нейтронного каротажа, описанным в работе [3], необходимо проведение мероприятий, направленных на восстановление барьеров безопасности. Для этих целей сотрудниками ФГУП «Горно-химический комбинат» был предложен способ осушения барьеров безопасности и ликвидации полостей в барьерном материале, основанный на явлении электроосмотического движения влаги. Под действием электромагнитного поля, создаваемого электродами, расположенными по краям области обводнения (или трещины) возможно перемещение жидкости от одного электрода к другому, что позволяет локализовать область обводнения в месте контакта глины с одним из электродов, тем самым осушить барьерный материал.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чубреев Д.О., Кузнецов Г.В. Использование глинистых материалов для создания барьера безопасности выводимого из эксплуатации реактора АД // Известия Томского политехнического университета. – 2016. – Т.327. – № 2. – С. 83–87.
2. Izmetiev A., Pavliuk A., Kotlyarevsky S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning // Advanced Materials Research. – 2015. – V.1084. – PP. 613-619.
3. Pavliuk A.O., Kotlyarevskiy S.G., Bspala E.V., Zakharova E.V., Ermolaev V.M., Volkova A.G. Experience of on-site disposal of production uranium-graphite nuclear reactor // Journal of Environmental Radioactivity. – 2018. – V. 184-185. – P. 22–31.
4. М.В. Антоненко, Д.О. Чубреев, Г.В. Кузнецов. Моделирование процесса диффузии радиоуглерода из активной зоны выводимого из эксплуатации ПУГР АД// Атомная энергия. – 2015. – Т.118. – 63-68.

СОДЕРЖАНИЕ И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПОЧВАХ ДЕЛЬТЫ РЕКИ ЛЕНА

Н.И. Шмакова, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nschmackova97@gmail.com

Присутствие радиоактивных элементов создает в морской воде естественный радиоактивный фон, который задается, в основном, наличием изотопов K-40, U-238, U-234, Th-232. Остальные радиоактивные элементы вносят небольшой вклад в природную радиоактивность морской воды. Целью данной работы являлось определение содержания и распределения радионуклидов в регионе дельты реки Лена, служившем для отбора проб земли.

Самопроизвольное превращение неустойчивого атомного ядра в другой нуклид сопровождается испусканием ионизирующего излучения, этот переход приводит к образованию новых радионуклидов, образующих радиоактивные ряды. Для измерения испускающегося ионизирующего излучения использовался метод неразрушающего анализа, проводимый с помощью полупроводникового детектора H_rGe. Данный метод не изменяет физическое или химическое состояние ядерного материала, а излучение, испускаемое ядерным материалом, уникально для каждого изотопа. Набор спектра проводился в течении 48 часов.

В радиоактивном ряду тория были обнаружены следующие изотопы: Ac-228, Th-228, Ra-224, Pb-212, Bi-212, Tl-208, отсутствие других изотопов этого ряда объясняется недостатком их гамма-излучения для

детектирования. При анализе данного ряда не было обнаружено Th-232, но при наступлении векового равновесия, активности членов ряда равны, если путь к ним лежит не через ветвления. Следовательно, активность Ac-228 равна активности Th-232. Полученная активность Th-232 из проб составляет $1,53 \cdot 10^{-9}$ г/л и соответствует среднестатистическим значениям: среднее содержание Th-232 в водах Тихого океана $2,2 \cdot 10^{-9}$ г/л, а в Северной Атлантике $(0,3-4,5) \cdot 10^{-9}$ г/л [1]. В ряду актиния были обнаружены изотопы U-235, Th-231, Ra-231, Th-227, Ra-223, Pb-211, Bi-211, Tl-207. Следовательно, можно сделать вывод о том, что в пробах земли из дельты реки Лена содержится U-235. В пробах земли так же были обнаружены изотопы ряда радия: U-238, Th-234, Ps-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Pb-214, Bi-214, Tl-206. Среднее содержание Ra-226 в пробах (10-57) Бк/кг, что соответствует среднестатистическому, согласно данным Sources and Effects of Ionizing Radiation (2008), и составляет (17-60) Бк/кг. Среднее содержание U-238 в пробах составляет (9-46) Бк/кг, что также соответствует среднестатистическому 46,2 Бк/кг [2].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Thorium concentration and the activity ratios $^{230}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ and $^{228}\text{Th}/^{232}\text{Th}$ in sea water in the western North Pacific. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://link.springer.com/article/10.1007/BF02753887>. – Статья. – (Дата обращения: 4.05.2019).
2. Бураева Е.А., Малышевский В.С. Содержание и распределение радионуклидов в различных типах почвы ростовской области // Современные проблемы науки и образования. – 2013. – №4

Секция 2.

**Радиационные технологии в
промышленности и
медицине**

APPLICATION OF ALPIDE PIXEL DETECTOR FOR HEAVY-ION NUCLEAR EXPERIMENT AND ION THERAPY

I.B. Danilova¹, S. Kushpil², M. Davidkova²

¹National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

²Nuclear Physics Institute of the Czech Academy of Sciences,
Husinec 130, 25068 Rez, Czech Republic

E-mail: irisna2809@gmail.com

The ALICE Pixel Detector (ALPIDE) is the Monolithic Active Pixel Sensor (MAPS) for the upgrade of the Inner Tracking System (ITS) of the ALICE experiment at CERN. The ALPIDE sensor is based on the TowerJazz technology, which uses a several metal layers which in combination with a small size of pixel implements high density and low power digital circuits. A single 25 μm thick sensor measures 15 mm $\times$ 30 mm and contains half a million pixels distributed in 512 rows and 1024 columns. Each pixel of the ALPIDE has an analog front-end circuit for signal amplification, hit discrimination, and a 3 hit buffer. The detection efficiency of the sensors is higher than 99%, fake-hit rate is orders of magnitude lower than the required 10^{-6} pixel⁻¹ event⁻¹, and spatial resolution is within the required 5 μm [1].

Radiation therapy is one of the most effective ways to fight cancer. In order to successfully irradiate tumour within target volume and minimize the damage of healthy tissue, there is a need to control the dose delivery. Today, irradiation is carried out using photons or charged particles (for example, protons). Protons have the Bragg peak at the end of their trajectory, where they lose most of their energy. Therefore, the absorbed dose for healthy tissues after irradiation with protons is less than after photons. For the accurate determination of the Bragg peak position within a tumour volume, one needs to know the stopping power of organs and tissues of patients when the planning of proton radiation therapy [2]. ALPIDE has perfect position resolution and radiation tolerance allowing precise positioning of a particle beam in hadron therapy [3]. The purpose of the work was to study the characteristics of the ALPIDE pixel detector.

The work describes an operational principle of the ALPIDE sensor, compares the beam test data taken at the Proton Synchrotron at CERN. We also present laboratory measurements of Fake Hite Rate of the selected ALPIDE chips for Outer Barrel of new ITS. The results were compared with ITS ALICE requests.

REFERENCES

1. Kushpil, S (Rez, Nucl. Phys. Inst.) Characterization of ALPIDE Monolithic Active Pixel Sensor for the ALICE Inner Tracking System Upgrade Using the PS Facility at CERN. – 2017 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference (NSS/MIC 2017), Atlanta, Georgia, USA, 21 - 28 Oct 2017, issue number 8532940
2. H. Paganetti Range uncertainties in proton therapy and the role of MC simulations. – Phys. Med. Biol., 2012, issue number 99-117.
3. Monika Varga-Kofarago (on Behalf of the Bergen pCT Collaboration) Medical Applications of the ALPIDE Detector. – Universe 2019, 5, 128; doi:10.3390/universe5050128.

STUDY OF THE INFLUENCE OF TEMPERATURE ON THE READINGS OF THE SCINTILLATION DETECTOR NAI (TL)

R. E. Kelsingazina¹, E. Yeboah¹, V.S. Yakovleva¹, M.S. Cherepnev¹, S.V. Smirnov²

¹National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

²Institute of Monitoring of Climatic and Ecological Systems SB RAS,
Russia, Tomsk, 10/3 Akademicheskoy ave., 634055

E-mail: vsyakovleva@tpu.ru

Scintillation detectors based on the NaI (TL) crystal are widely used in environmental field studies. Devices undergo temperature changes over a wide range under such operating conditions. Scintillators and photoelectronic multipliers are inherently sensitive to temperature changes[1]. And for this reason, temperature stabilization is provided in the detectors. The simplest stabilization method is the use of temperature-dependence coefficients that is part of the detector calculation program.

The object of the study in this work is BDKG scintillation detectors with a built-in temperature stabilization algorithm. An incorrect reading of the detector was revealed when it was measuring the background values of the gamma radiation dose rate in the previous studies conducted at TPU. Possibly it was related to the influence of the temperature. In this regard, it became necessary to verify the operation of the detector in controlled environmental conditions.

The aim of this work is to study the scintillation detector readings at different values of temperature and relative humidity for the subsequent calculation of temperature correction coefficient.

The paper presents the results of an experiment in the climate chamber TYR 3626 of the control and testing station (CTS) of the IMCES SB RAS. Precision measuring instruments of temperature MIT-8.10 and relative humidity IVA-6B were used to monitor the state of the environment in the chamber, the measurement errors of temperature was $\pm (0.03 - 0.04)^\circ \text{C}$ and of humidity was $\pm (2 - 3)\%$. The readings of two detectors of the same type - BDKG-03 were studied. The temperature in the chamber varied from -40 to $+40^\circ \text{C}$ in increments of 5°C .

An analysis of the experimental results showed that dose rate measurements using the built-in algorithm give unreliable readings. The temperature correction coefficient determined from experiments is significantly different from the factory coefficient. Further processing of the results on the pulse count rate made it possible to reveal a weak linear dependence of the readings on temperature, identical for the two detectors. The temperature correction coefficient was calculated based on the found dependence.

The authors are very grateful to the CTS staff, namely: the head of the metrology department E.Yu. Chalov, engineer-metrologist D.A. Shushlyaev and engineer V.A. Korobeynikov, for the technical support and maintenance of the experiment for several days.

REFERENCES

1. Tsirlin Yu. A., Globus M. Ye., Sysoeva Ye. P. Optimization of gamma radiation detection by scintillation crystals. M., Energoatomizdat, 1991, p. 152.

INVESTIGATION OF CHANGES IN BACKGROUND RADIATION DUE TO TECHNOSPHERE

OBJECTS

Mathias Zulu¹, G.A. Yakovlev², V.S Yakovleva¹

¹National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

² National Research Tomsk State University,

Russia, Tomsk, , Lenin Avenue, 36, 634050

E-mail: chamzgalary@gmail.com

The gamma-background of the urban atmosphere is formed to a greater extent by the radiation of radionuclides contained in the soil, building materials, and the atmosphere. The influence of various objects of the Technosphere has practically not been studied by anyone. It is not known which objects will increase the total urban gamma background, and which ones will decrease. The foregoing determined the main goal of this work - the study of the influence of Technosphere objects on the gamma background radiation of the urban environment. The study was carried out in the city of Tomsk, Russia. Background radiation was studied using highly sensitive intelligent gamma detectors BDKG-03. It was determined that, within a radius of 1m from certain Technosphere objects the absorbed dose was 1.5 to 4.4 higher than the UNSCEAR recommended safe limit. The highest recorded dose for a person standing 50cm away from the technosphere objects was 204 nGy/h which is 2.4 times higher than the recommended safe limit. The range of absorbed dose was 84 nGy/h to 374 nGy/h. The highest calculated range of AEDE was 0.17 to 0.57 mSv/yr and ELCR was $0.59 \cdot 10^{-3}$ to $2.01 \cdot 10^{-3}$.

MCNP SIMULATIONS OF DETECTOR RESPONSE FOR DIFFERENT NEUTRON ENERGIES OF THE DETECTOR: A HIGHLY SENSITIVE SILVER-ACTIVATION DETECTOR

A.M. Shehada, I. Pyatkov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

E-mail: shihada@tpu.ru

In this work, a simulations using Monte-Carlo code MCNP is used to simulate the fast neutron detector indicated in the paper [1] and also different materials and designs to get the most efficient design of detecting and registering signals due to fast neutrons interaction within the active materials (silver an others) and the plastic scintillator (here is NE-110). This detector consists of 31 silver foils (101.6 x 203.2 x 0.245 mm) sandwiched between 32 plates of NE-110 plastic scintillator, each 102.0 x 204.0 x 3.2 mm.

In the MCNP simulations, the following parameters were used in the input file: 1. The Neutron flux produced by 2 μ A deuteron ions (13.6 MeV) collided with beryllium target (compressed powder 3-mm thick 11-cm in diameter) equal to (2.93×10^{11} n/s). 2. The detector-cell «cell of collected energy and charge resulted from neutron interactions with detector materials » in the input file chosen to be filled with Air. 3. The plastic scintillator used in simulations is the Anthracene C₁₄H₁₀ (density = 1.28 g. cm⁻³ at 25 °C).

The results of the detector response (64 sheets of silver + scintillator) as a function of neutron energies for two cases: 1. For 10 cm paraffin moderator in front of the source and 5 cm for paraffin moderator on the sides of the detector, 2. For 15 cm paraffin moderator in front of the source and 5 cm for paraffin moderator on the sides of the detector.

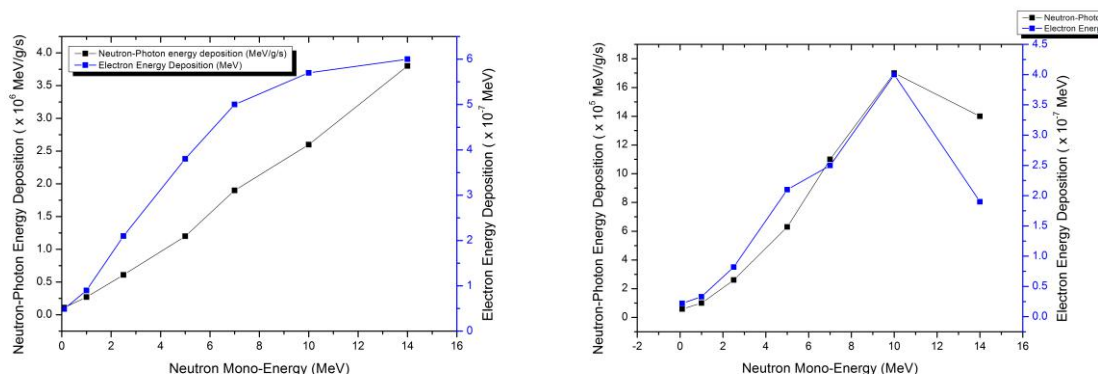


Fig.1. the detector response for 10 cm paraffin moderator in front of the source (left) and for 15 cm paraffin moderator in front of the source (right).

REFERENCES

1. Dennis R.Slaughter, William L.Pickles; A highly sensitive silver-activation detector for pulsed neutron sources, Nuclear Instruments and Methods, Volume 160, Issue 1, 1 March 1979, Pages 87-92.

THE PROBABILITY OF COMPLICATIONS OF ORGANS AT RISK (OAR) OF THE HEAD-AND-NECK WITH SIMULTANEOUS INTEGRATED BOOST AND SEQUENTIAL INTENSITY-MODULATED RADIOTHERAPY TECHNIQUES

Tawfik Helmy Tawfik Abdelmalak, Y.N. Sutygina, E.S. Sukhikh, Ehab Mostafa, A.V. Taletsky

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Ave. 30, 634050

E-mail: tawfikhelmy2009@gmail.com

Head and neck cancer belong to the most prevalent cancers, and are the sixth leading cause of cancer worldwide. Radiotherapy is an important treatment modality in head and neck cancer. In recent years new radiotherapy techniques have been developed. The IMRT technique is characterized by a highly conformal dose distribution to targets, whereas a constraint dose to organs at risk (OARs) [1]. Sequential boost (SEQ) intensity-modulated radiation therapy regimens for HNC are composed of elective irradiation followed by a series of reduced boost fields aiming at the different overall doses needed for tumor control or OARs tolerance. Simultaneous integrated boost (SIB) technique gained popularity as it improved planning efficiency and escalated the dose per fraction delivered to the gross target volume (GTV) to potentially enhance tumor control [2]. SIB-IMRT is a safe and effective treatment for HNC, whereas it offers the following advantages: shortening of the treatment time and increased biologically equivalent dose (BED) to the tumor with dose per fraction slightly >2 Gy [3].

Aim: The purpose of this work was to Compare prescription dose coverage of planning target volume (PTV) and complication of organs at risk (OAR) based on dose volume histogram (DVH) from sequential (SEQ) and simultaneous integrated boost (SIB) plans delivered with volumetric modulated arc therapy (VMAT) for patients with squamous cell cancer of the head and neck (HNSCC).

Patients and methods: SEQ and SIB plans using VMAT for 10 HNSCC patients were generated and analyzed for differences in dose distribution, coverage to the planning target volumes (PTV) 70–50 and sparing of organs at risk (OAR). Also, biological effective doses were calculated for PTV70-50, brain stem and spinal cord.

Results: Both strategies achieved excellent PTV coverage and satisfactory OAR sparing. Measured D_{mean} were 71.9 ± 0.7 and 61.11 ± 2.95 for PTV70 and PTV50 respectively for SIB, and 72.6 ± 0.3 and 62.9 ± 3.2 for PTV70 and PTV50 respectively for SEQ ($p = 0.002$ for PTV70 and $p = 0.006$ for PTV50). The BED to PTV70 was higher in SIB- VMAT than SEQ-VMAT, 92.52 ± 1 Gy10 and 87.58 ± 0.4 Gy10, respectively ($p = 0.002$ for PTV70). The mean dose of D_{max} to the spinal cord and brain stem in SIB VMAT were ($39.6. \pm 3.7$ Gy and 31.3 ± 17.3 Gy) and in SEQ-VMAT (40.8 ± 5.6 Gy and 30.5 ± 17.6 Gy) respectively ($p = 0.14$ for spinal cord and $p = 0.25$ for brain stem).

The BED for spinal cord and brain stem were higher in SIB- VMAT than SEQ-VMAT, (70.33 ± 9.3 Gy and 55.7 ± 36.1 Gy) and (64.97 ± 11.5 Gy and 47.8 ± 32.2 Gy) respectively ($p = 0.1$ for spinal cord and $p = 0.12$ for brain stem).

Conclusion: The SIB technique is a more effective way of planning and delivering VMAT because it involves the use of the same plan for the entire course of treatment. it may have biologic advantages: the ability for dose/fraction escalation to a tumor and conformal avoidance of normal tissues. However, tissues embedded in the target volume may be at higher risk, and caution must be observed when applying higher than conventional fraction sizes. Furthermore, there may be an advantage in terms of higher biologically effective tumor dose and/or lower biologically effective dose normal tissues outside the tumor volume. SIB-VMAT may be superior to SEQ-VMAT in its convenience and short-course of treatment. However, there is an increased risk of complication due to the high dose per fraction and reduction in overall treatment time which leads to increase BED for SC and BS so the risk of complications are increased such as myelopathy. In contrast, sequential boost VMAT is more time consuming and requires the summation of 2 or more treatment plans, but less risk of complications in comparison to SIB such as myelopathy.

REFERENCES

1. Van der Veen J, Nuyts S. Can Intensity-Modulated-Radiotherapy Reduce Toxicity in Head and Neck Squamous Cell Carcinoma? Cancers (Basel). 2017 Oct 6;9(12):135. Available from: <http://www.mdpi.com/2072-6694/9/10/135>
2. Rastogi M, Sapru S, Gupta P, Gandhi AK, Mishra SP, Srivastava AK, et al. Prospective evaluation of Intensity Modulated Radiation Therapy with Simultaneous Integrated Boost (IMRT-SIB) in head and neck squamous cell carcinoma in patients not suitable for chemo-radiotherapy. Oral Oncol. 2017 Apr 1;67:10–6.
3. Orlandi E, Palazzi M, Pignoli E, Fallai C, Giostra A, Olmi P. Radiobiological basis and clinical results of the simultaneous integrated boost (SIB) in intensity modulated radiotherapy (IMRT) for head and neck cancer: A review. Vol. 73, Critical Reviews in Oncology/Hematology. 2010. p. 111–25.

НЕЙТРОН-ЗАХВАТНАЯ ТЕРАПИЯ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nvs38@tpu.ru

Нейтрон-захватная терапия – один из методов радиационной терапии для селективного лечения злокачественных новообразований головного мозга, шеи, легких и т.д. В основе метода лежит ядерная реакция радиационного захвата нейтрона сильнопоглощающими изотопами (B^{10} , Gd^{157}) [1,2]. Традиционно, в качестве сильнопоглощающего элемента применяется B^{10} (бор нейтрон-захватная терапия) с сечением поглощения в тепловой области порядка 3800–4000 барн. Основной терапевтический эффект в данном случае

достигается за счет торможения продуктов ядерной реакции (Li^7 , He^4) в радиусе 5 и 7 мкм для Li^7 и He^4 , соответственно, что приводит к разрушению ДНК раковых клеток.

В качестве источников нейтронного излучения для целей НЗТ возможно использование ядерных реакторов, ускорителей, Cf^{252} . Среди упомянутых, наиболее функциональным источником является ядерный реактор благодаря возможности реализации установок с заданными свойствами для исследований НЗТ на базе экспериментальных устройств реактора.

Исследовательский реактор ИРТ-Т – многофункциональная уникальная научная установка на который проводятся множество научных исследований в областях физики твердого тела, нейтронно-трансмутационного легирования, производства технических и медицинских изотопов. Реактор ИРТ-Т является реактором бассейнового типа тепловой мощностью 6 МВт, насчитывает 10 горизонтальных, 14 вертикальных каналов.

В настоящей работе представлены экспериментальные и расчетные результаты исследований по определению и оптимизации выходных характеристик пучка нейтронного излучения[3] в соответствии с рекомендуемыми характеристиками, возможные пути реализации предклинических и клинических исследований на реакторе ИРТ-Т. Рассмотрены перспективы модернизации внутренней тепловой для формирования пучка нейтронов при реализации НЗТ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пучки нейтронов для терапии: Обзор / Э.Л. Кулеников, А.Н. Довбня, Ю.Н. Телегин, В.А. Цымбал, С.С. Кандыбей. – Харьков: ННЦ ХФТИ, 2011. – 31 с
2. Locher G. L. Biological effects and the therapeutic possibilities of neutrons //Am. J. Roentgenol. – 1936. – Т. 36. – С. 1-13.
3. Neutron capture therapy: principles and applications. – Springer Science & Business Media, 2012.

РАЗРАБОТКА СТАНЦИЙ И ПРОВЕДЕНИЕ НА НИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ОБЛУЧЕНИЮ МИКРОСХЕМ И РАДИОБИОЛОГИИ ПУЧКАМИ ИОНОВ НИЗКИХ И ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА NICA

А. А. Сливин^{1,2}, Г. А. Филатов¹, Е. М. Сыресин¹

¹Международная межправительственная организация Объединенный институт ядерных исследований,
Россия, г. Дубна, ул. Жолио-Кюри 6, 141980

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина 30, 634034

E-mail: slivin@jinr.ru

В рамках проекта NICA ведётся создание Инновационного блока, ориентированного на три направления прикладных исследований: проведение исследований и испытаний перспективных изделий полупроводниковой микро- и наноэлектроники на радиационную стойкость при воздействии тяжелых заряженных частиц (ТЗЧ) высоких энергий (150-350 МэВ/н, станция облучения длиннопробежными ионами техническая, СОДИТ) и низких энергий (3,2 МэВ/н, станция облучения короткопробежными ионами техническая, СОКИТ); проведение исследований в области космической радиобиологии и моделировании воздействия ТЗЧ (400-800 МэВ/н, станция облучения длиннопробежными ионами биологическая, СОДИБ) на когнитивные функции мозга мелких лабораторных животных и приматов [1]. Ввиду отсутствия технологии

облучения микросхем высокоэнергетическими пучками в России, задача по созданию станции облучения микросхем является актуальной и приоритетной в рамках проекта NICA.

Прикладные станции включают в себя следующие составные части: система диагностики и контроля параметров пучков ионов высоких энергий (СОДИТ, СОДИБ), система диагностики и контроля параметров пучков низкоэнергетических ионов в вакууме (СОКИТ), система контроля параметров объектов испытаний, оснастка для подключения контрольно-измерительного оборудования к объекту испытаний, камера с осушенной атмосферой (для станции СОДИТ), вакуумная камера (для станции СОКИТ), система измерения дозы облучения (для станции СОДИБ), система позиционирования, система задания температуры микроэлектроники, система климат контроля (для станции СОДИБ).

В работе проводилось исследование взаимодействия тяжелых заряженных частиц (ионов золота $^{79}\text{Au}^{197}$) высоких энергий с полупроводниковой микроэлектроникой. Моделирование осуществлялось с помощью программного пакета GEANT4 [2].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. E. Syresin, A. Baldin, A. Butenko, G. Filatov, A. Slivin, G. Timoshenko, G. Trubnikov, A. Tuzikov, M. Kats, T. Kulevoy, D. Liakin, Y. Titarenko, D. Bobrovskiy, A. Chumakov. New Nuclotron beam lines and stations for applied researches // Proceedings of 10th International Particle Accelerator Conference, Melbourne, Australia. – 2019. – p. 449.
2. Agostinelli S. et al. GEANT4—a simulation toolkit // Nuclear instruments and methods in physics research section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2003. – Т. 506. – №. 3. – С. 250-303.

ОЦЕНКА ВЛАГОЗАПАСА СНЕЖНОГО ПОКРОВА ПО РАДИАЦИОННОМУ ФОНУ ПРИЗЕМНОЙ АТМОСФЕРЫ

Mathias Zulu¹, М.А. Лозовский¹, И.В. Беляева², Г.А. Яковлев³, А.С. Зелинский¹, В.С. Яковлева¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Томский государственный архитектурно-строительный университет,
Россия, г. Томск, пл. Соляная, 2, 634003

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050

⁴Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН,
Россия, г. Томск, пр. Академический, 10/3, 634021

E-mail: lozovskiimark@mail.ru

В настоящее время в связи с природными и климатическими изменениями в различных регионах России, остро встают вопросы водосберегающих технологий в аграрном секторе. В современных условиях экономики необходимы новые методы и технологии, позволяющие повысить урожайность и снизить затраты. В первую очередь это методы контроля влажности плодородных почв. Для эффективной экономии ресурсов на полив и их рационального использования необходимо знать не только количество выпадающих осадков в весенне-летне-осенние периоды, но и влагозапас снежного покрова. Снежный покров является одним из основных вкладов в водный запас природных ресурсов.

Длительный мониторинг радиационного фона, проводимый на экспериментальной площадке ТПУ - ИМКЭС СО РАН, показал, что сезонные колебания радиационного фона связаны с накоплением снежных осадков в виде снежного покрова. Анализ данных длительного мониторинга позволил предложить метод оценки влагозапаса снежного покрова по измерениям радиационного фона [1].

Согласно методу для оценки влагозапаса достаточно два измерения мощности дозы гамма-излучения на одной и той же высоте от земной поверхности, первое – до выпадения снега, второе – перед началом таяния снежного покрова, в дневное время суток и не менее чем через 3,5 часа после выпадения снега.

Данный метод прошел апробацию в полевых условия : на четырех сельскохозяйственных полях по направлению Томск–Синий Утес, вдоль улицы Басандайской. Измерения на сельскохозяйственных полях проводили с помощью дозиметром-радиометром ДРБП-03, и блока детектирования БДКГ-03, подключенного к ПК (переносного ноутбука) с предустановленным программным обеспечением.

С помощью разработанного способа [1], были проведены оценки влагозапаса снежного покрова. Полученные результаты хорошо согласуются с архивными данными динамики снежного водного эквивалента за последние годы с сайта www.rp5.ru.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2694080 (РФ. МПК G01W 1/100. Способ определения влагозапаса в снежном покрове/ Г.А Яковлев, В.С. Яковлева, И.В. Беляева. Заявлено 06.09.2018; Оpubл. 09.07.2019, Бюл. №19. – 9 с.

РАДИАЦИОННЫЙ ФОН АТМОСФЕРЫ КАК ИНДИКАТОР ПРОЦЕССОВ ВЛАГООБМЕНА

Mac-Donald Prince¹, А.С. Зелинский¹, Г.А. Яковлев², И.В. Беляева³, С.В. Смирнов⁴, В.С. Яковлева¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Томский государственный архитектурно-строительный университет,
Россия, г. Томск, пл. Соляная, 2, 634003

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050

⁴Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН,
Россия, г. Томск, пр. Академический, 10/3, 634021

E-mail: asdf75@bk.ru

Известно [1], что радиационный фон приповерхностного слоя атмосферы не является постоянной величиной, а изменяется во времени. Величина радиационного фона зависит от множества различных факторов, прежде всего таких, как время года, текущее состояние атмосферы, почвы, географическое положение региона, изменчивость метеоусловий. При этом выделяют суточные, сезонные и годовые вариации радиационного фона. Аномальное увеличение радиационного фона наблюдается при выпадении атмосферных осадков. Это явление объясняется процессами вымывания осадками короткоживущих дочерних продуктов распада радона и торона из атмосферы [1]. Обнаружена зависимость между интенсивностью дождевых осадков и мощностью дозы гамма-излучения, а также плотностью потока бета-излучения. Таким образом, гамма- и бета-излучения могут играть роль радиационных трассеров-индикаторов для многих характеристик состояния атмосферы и почвы, а также, для процессов влагообмена в системе «грунт – атмосфера».

В связи с вышесказанным, было проведено исследование, направленное на выявление взаимосвязи между рядом величин, характеризующих процессы влагообмена, и мощностью дозы гамма-излучения. Были проанализированы данные радиационного мониторинга с использованием сцинтилляционных детекторов гамма-излучения, совместно с данными о влажности приповерхностного слоя и скоростью испарения влаги. Длительный мониторинг проводился с 2009 по настоящее время на экспериментальной площадке геофизической обсерватории (ГО) ИМКЭС СО РАН совместно с Томской обсерватории радиоактивности и ионизирующего излучения (ТОРИИ) при ТПУ.

В результате совместного анализа данных радиационного мониторинга и метеопараметров выявлен ряд закономерностей между динамикой радиационного фона и процессами влагообмена в системе «грунт-атмосфера». Обнаружили, что данные радиационного фона (мощность дозы гамма –излучения, плотность потока бета-излучения) хорошо коррелируют с параметрами влажности, и могут выступать радиационными индикаторами метеорологических величин. Предложена методика расчета влажности грунта с использованием данных радиационных параметров гамма-излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Яковлева В.С., Нагорский П.М., Черепнев М.С. Формирование α -, β -, γ -полей приземной атмосферы природными атмосферными радионуклидами// Вестник КРАУНЦ. Физико-математические науки. – 2014. – №1 (8). – С. 86-96.

ОПЫТ ДОЛГОЛЕТНЕГО СОТРУДНИЧЕСТВА И СТАЖИРОВКИ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ НА БАЗЕ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ ЧЕШСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК

С. Кушпиль

Институт ядерной физики Чешской Академии,

Ústav jaderné fyziky AV ČR, v. v. i.

Husinec - Řež, čp. 130, 250 68

E-mail: skushpil@ujf.cas.cz

Институт ядерной физики Чешской Академии Наук проводит исследования в широкой области ядерной физики, как экспериментальной, так и теоретической.

Особенное внимание уделяется международным проектам для изучения свойства ядерной материи при столкновениях тяжелых ионов при высоких и промежуточных энергиях, ядерные реакции, важные для астрофизики или ядерной энергетики, бета-распады атомных ядер, включая проблему масс нейтрино. Ядерная теория ориентирована на структуру ядра, гиперядер, взаимодействия элементарных частиц с ядрами, мезонных степеней свободы в ядрах.

В течении последних 7 лет, институт организовал уникальную стажировку для студентов Сибирских университетов, в частности сотрудничество с ТПУ. Главная особенность такой практики - долговременная подготовка студента за 9 месяцев до прибытия за границу на практику, для того, чтобы подобрать и оптимизировать задачу новичка в мега проекте, чтобы дать базу знаний и сгладить отлаженную работу группы при увеличении группы, для удержания ритма экспериментов и исследований. Практика направлена на общее развитие молодого ученого, изучения новых языков, социализирования в новой среде. За эти годы разработан метод максимального достижения прекрасных результатов практики и полного взаимопонимания с ученым составом мегапроектов. Наши практиканты защитили дипломные проекты не только на максимальную

отметку, но с грамотами и премиями, далее продолжают работать в сложнейших проектах. Тематики выбраны так, чтобы оптимально подошли к силам, знаниям, характеру и стилю жизни молодого ученого.

За этими достижениями стоит скрупулёзный ежедневный труд ученых ИЯФ, которые создают мотивацию к тому, чтобы молодежь оставалась в науке и развивалась гармонично.

Путем корректной постановки задачи и отслеживания всех шагов, регулярной помощи студентам, собственного примера, нам удалось создать совершенно уникальный молодежный коллектив, который инициативен и достойно генерирует новые идеи и самомотивирован к быстрой публикации результатов и берётся за более ответственные задачи в проекте. За эти годы подобран исключительно эффективных способ оформления визовых документов для приезда в Чехию и свободного перемещения наших студентов при необходимости экспериментов за пределами Чехии.

В докладе предполагается обсудить трудности, которые возникают в договоренностях с РФ и осложняют практику студентов.

Целью доклада является поделиться нашей методикой и пригласить к сотрудничеству следящих кандидатов, желающих владеть методами ядерной физики и электроники и фундаментальными навыками.

В докладе будут представлены методы, которые помогают нам найти финансовые ресурсы на такую практику.

ЭТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

А. И. Бринкевич, Ю. С. Бонохова, Г. В. Бельков

Международный государственный экологический институт имени А.Д. Сахарова Белорусского
государственного университета,

Республика Беларусь г. Минск, ул. Долгобродская 23/1, 220070

E-mail: annabrijerry@gmail.com

Несмотря на то, что этические ценности не были явно упомянуты в публикациях МКРЗ, во время разработки принципов обоснования, оптимизации и нормирования они играли ключевую роль. Можно выделить четыре этические ценности, которые лежат в основе нынешней системы радиологической защиты: «делай благо / не навреди», благоразумие, справедливость и достоинство (автономия)

«Делай благо» означает поощрение добрых дел или их выполнение, а «не навреди» означает избегание причинения вреда. «Не навреди» тесно связано с профилактикой, которая направлена на ограничение риска путем устранения или уменьшения вероятности возникновения опасности, и таким образом, способствует благополучию. Благоразумие – это способность делать осознанный и тщательно продуманный выбор без полного знания масштабов и последствий действия. Это также способность выбирать и делать то, что в наших силах делать, или не делать вовсе ничего. Поэтому благоразумие имеет прямое отношение к практической деятельности человека. Система радиологической защиты основана на убедительных научных данных, однако остаются неопределенности, которые требуют оценочных суждений. Принятие решений требует благоразумия как центральной ценности. Благоразумие описывает как процесс принятия решений, так и результат этих решений. Справедливость обычно определяется как справедливость в распределении преимуществ и недостатков между группами людей (распределительная справедливость), справедливость в возмещении убытков (восстановительная справедливость) и справедливость в правилах и процедурах принятия решений (процессуальная справедливость). Система радиологической защиты стремится к обеспечению того, чтобы распределение облучения в обществе соответствовало двум принципам

социальной справедливости. Во-первых, принцип справедливости в ситуациях облучения отражает личные обстоятельства, при которых люди вовлечены в такие ситуации. Во-вторых, принцип равных прав гарантирует равное отношение в процессе последующего возможного лечения ко всем облученным людям (с приоритетом к тем, кто получил более высокие дозы облучения). Достоинство – это атрибут состояния человека: идея, что что-то принадлежит человеку только потому что он / она человек. Личная автономия является следствием человеческого достоинства. Эта идея заключается в том, что люди имеют возможность действовать свободно, т.е. информировано и без принуждения принимать решения. В радиологической защите на уважении человеческого достоинства впервые было акцентировано внимание в отношении принципа «осознанного согласия» в биомедицинских исследованиях, который гласит, что лицо имеет «право принимать риск добровольно» и «равное право отказаться от принятия этого риска».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ICRP, 2007a. The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection; ICRP Publication 103, Ann ICRP 37(2–4)
2. ICRP, 2018. Ethical foundations of the system of radiological protection. ICRP Publication 138. Ann. ICRP 47(1).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-КЛИНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА ИФВЭ

А.П. Воробьев

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» - Институт физики высоких энергий им.

А.А. Логунова,

Россия, г. Протвино, пл. Науки, 1, 142281

E-mail: vorobiev@ihep.ru

Лучевой терапии уже более 100 лет, это – один из важнейших методов лечения рака. За столетие была проделана громадная работа по совершенствованию методики лучевой терапии с использованием γ – квантов, электронов, протонов и ионов. После того, как было понято, что биология воздействия протонов на живое вещество аналогично действию гамма - облучения, внимание передовых экспериментальных исследований было обращено на тяжёлые ионы, оказывающими более сильное биологическое воздействие, что связано с их высокими линейными ионизационными потерями. Ионы движутся в веществе по практически прямолинейным траекториям и останавливаются на определенной глубине. Как для протонных, так и для ионных пучков важным обстоятельством является то, что выделение энергии растет с глубиной, достигая Брегговского максимума, а затем резко уменьшается на расстояниях порядка миллиметра. Однако не это обстоятельство является решающим в применении пучков легких ионов. Дело в том, что при облучении электронными, протонными и гамма-пучками срабатывает только один косвенный химический механизм воздействия излучения на живую ткань. Этот химический механизм успешно срабатывает лишь тогда, когда в облучаемых клетках в должном количестве имеется кислород. Если кислорода в клетках опухоли недостаточно, то химический механизм воздействия становится неэффективным, немногочисленные повреждения ДНК, нанесенные свободными радикалами в разных местах, залечиваются самой раковой клеткой, эффективность радиотерапевтического лечения заметно падает. В этом случае говорят, что опухоль резистентна. К сожалению, это случается достаточно часто, приблизительно в 20÷30% случаев. Вот в таких случаях и требуется облучение более сильно ионизирующими частицами, а именно – ионами углерода. Химический (косвенный) механизм воздействия для них тоже работает, но самой главной замечательной

особенностью такого облучения является то, что на последних 3-4 см пробега, в Брегговском пике, такие частицы повреждают молекулу ДНК новым дополнительным способом. Плотность ионизации становится столь высокой, что молекула ДНК буквально перерезается на несколько частей и теряет жизнеспособность. В результате пучок ионов углерода за несколько сеансов успешно останавливает дальнейший рост раковой опухоли и приводит в 80÷90% случаев к успешному излечению.

Ускорительный комплекс ИФВЭ включает: протонный линейный ускоритель И-100 на энергию 100 МэВ; быстро - циклирующий протонный синхротрон-бустер У-1,5; и протонный синхротрон У-70 на энергию 70 ГэВ. В соответствии с Постановлением Правительства РФ №287 от 16 марта 2020г. на базе этого комплекса создаётся Центр ионной лучевой терапии. Этапы создания комплекса и имеющиеся в ИФВЭ заделы для реализации Постановления Правительства представлены в докладе.

ВЛИЯНИЕ ПЛОТНОЙ ГОРОДСКОЙ ЗАСТРОЙКИ НА ФОРМИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОГО ФОНА ГОРОДСКОЙ СРЕДЫ

Adams Benjamin Addo¹, Eugenia Yeboah¹, Mathias Zulu¹, В.С. Яковлева¹, И.В. Беляева², Г.А. Яковлев³

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Томский государственный архитектурно-строительный университет,
Россия, г.Томск, пл. Соляная, 2, 634003

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050
E-mail: adamsbenjaminaddo@gmail.com

Уплотнение застройки, многоэтажные здания, создающие закрытые пространства, энергетические объекты внутри города представляют собой дополнительные источники ионизирующего излучения, радиоактивных газов и аэрозолей в городской атмосфере. Пешеходно-транспортные коммуникации, площадки для отдыха, наоборот, снижают или полностью задерживают поступление радиоактивных газов и гамма-, бета-излучения из грунта в городскую атмосферу. Это приводит к значительному перераспределению источников радиации внутри городской среды, которое не известно, систематически не исследуется, и даже не принимается во внимание при анализе результатов радиационного контроля.

Плотная застройка высотными зданиями также приводит к изменению характеристик турбулентных потоков воздуха и тепла между зданиями, во внутренних дворах, что существенно влияет на перенос изотопов радона и продуктов их распада и, таким образом, приводит к искажению радиационного фона городской среды, скоплению радиоактивных газов около крыш и верхних этажей высотных зданий. Такие комфортные внутренние дворы могут обернуться для их посетителей источником повышенного облучения, а жильцы верхних этажей могут подвергаться потенциальной опасности не снизить уровни радона внутри помещений, а повысить их при проветривании своих квартир.

В связи с этим целью работы являлось исследование гамма-фона в районах города с различной плотностью городской застройкой. Уровни гамма-фона измерялись и анализировались одновременно с помощью двух отдельных детекторов гамма-излучения, основанных на разных методах дозиметрии.

Измерения производили внутри дворов начиная от середины здания в 10 см и 1 м от стены с переменным шагом в 2-5 м и заканчивая у середины противоположного здания. Количество точек измерения

на один объект исследования выбирали не менее 7. Сопоставление производили с близлежащими участками с редкой застройкой. В результате исследования был выявлен ряд зависимостей, подтверждающих статистически значимое увеличение радиационного фона в местах плотной застройки, сделаны выводы.

ОЦЕНКА ВЛАГОЗАПАСА СНЕЖНОГО ПОКРОВА ПО РАДИАЦИОННОМУ ФОНУ ПРИЗЕМНОЙ АТМОСФЕРЫ

Mathias Zulu¹, М.А. Лозовский¹, И.В. Беляева², Г.А. Яковлев³, А.С. Зелинский¹, В.С. Яковлева¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Томский государственный архитектурно-строительный университет,
Россия, г. Томск, пл. Соляная, 2, 634003

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050

⁴Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН,
Россия, г. Томск, пр. Академический, 10/3, 634021

E-mail: lozovskiimark@mail.ru

В настоящее время в связи с природными и климатическими изменениями в различных регионах России, остро встают вопросы водосберегающих технологий в аграрном секторе. В современных условиях экономики необходимы новые методы и технологии, позволяющие повысить урожайность и снизить затраты. В первую очередь это методы контроля влажности плодородных почв. Для эффективной экономии ресурсов на полив и их рационального использования необходимо знать не только количество выпадающих осадков в весенне-летне-осенние периоды, но и влагозапас снежного покрова. Снежный покров является одним из основных вкладов в водный запас природных ресурсов.

Длительный мониторинг радиационного фона, проводимый на экспериментальной площадке ТПУ - ИМКЭС СО РАН, показал, что сезонные колебания радиационного фона связаны с накоплением снежных осадков в виде снежного покрова. Анализ данных длительного мониторинга позволил предложить метод оценки влагозапаса снежного покрова по измерениям радиационного фона [1].

Согласно методу, для оценки влагозапаса достаточно два измерения мощности дозы гамма-излучения на одной и той же высоте от земной поверхности, первое – до выпадения снега, второе – перед началом таяния снежного покрова, в дневное время суток и не менее чем через 3,5 часа после выпадения снега.

Данный метод прошел апробацию в полевые условия: на четырех сельскохозяйственных полях по направлению Томск–Синий Утес, вдоль улицы Басандайской. Измерения на сельскохозяйственных полях проводили с помощью дозиметром-радиометром ДРБП-03, и блока детектирования БДКГ-03, подключенного к ПК (переносного ноутбука) с предустановленным программным обеспечением.

С помощью разработанного способа [1], были проведены оценки влагозапаса снежного покрова. Полученные результаты хорошо согласуются с архивными данными динамики снежного водного эквивалента за последние годы с сайта www.rp5.ru.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2694080 (РФ. МПК G01W 1/100). Способ определения влагозапаса в снежном покрове/ Г.А Яковлев, В.С. Яковлева, И.В. Беляева. Заявлено 06.09.2018; Оpubл. 09.07.2019, Бюл. №19. – 9 с.

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ: ГИБРИДНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ SOURCES – PHITS-2.88

В.А. Кусков, С.Д. Полозков, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vak82@tpu.ru

В настоящей работе обосновывается метод исследования радиационных характеристик нейтронных источников сложной внутренней структуры [1], применяемых для целей нейтронно-активационного анализа и некоторых других современных задач прикладной ядерной физики и медицины. На практике, как правило, используются источники нейтронов на основе мелкозернистой смеси диоксида Pu и Be [2], смесей оксидов Am (AmO_2 , Am_2O_3) и Be [2], а также источники на основе чистых интерметаллидов PuBe^{13} или AmBe^{13} .

Метод, предлагаемый в настоящей работе, заключается в моделировании выхода нейтронов реакции $\text{Be}^9(\alpha, n)\text{C}^{12}$ с помощью программного кода SOURCES. Полученный спектр нейтронов в дальнейшем используется как источник для расчета переноса нейтрона в веществе источника с помощью верифицированного программного кода PHITS-2.88.

В работе исследуется зависимость спектра нейтронов источника от размера зерен смеси. Спектр источника с размером зерен 3 мкм, которому соответствует изотопный состав, представленный в таблице 1, коррелируется с бенчмарком [3]. Таким образом, в настоящей работе показана возможность использования предложенной методологии расчета для исследования радиационных характеристик подкритических размножающих сред, содержащих включения со сложной гетерогенной структурой.

Таб. 1. Изотопный состав источника

Изотоп	Содержание, %	Концентрация N , $1/(\text{барн} \cdot \text{см})$
^9Be	100,000	$5,59 \cdot 10^{-2}$
^{16}O	99,757	$2,96 \cdot 10^{-4}$
^{17}O	0,038	$1,13 \cdot 10^{-7}$
^{18}O	0,205	$6,08 \cdot 10^{-7}$
^{241}Am	94,613	$1,40 \cdot 10^{-4}$
^{242}Am	3,596	$5,33 \cdot 10^{-6}$
^{243}Am	1,791	$2,65 \cdot 10^{-6}$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ghal-Eh N., Rahmani F., Bedenko S. V. Conceptual design for a new heterogeneous ^{241}Am - ^9Be neutron source assembly using SOURCES4C-MCNPX hybrid simulations //Applied Radiation and Isotopes. – 2019. – Т. 153. – С. 108811.
2. Vega-Carrillo H. R. et al. Neutron and gamma-ray spectra of $^{239}\text{PuBe}$ and $^{241}\text{AmBe}$ //Applied Radiation and Isotopes. – 2002. – Т. 57. – №. 2. – С. 167-170.
3. Reference neutron radiations—Part 2: calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field //ISO 8529-2. – 2000.

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ КАПСУЛЬНОГО НЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА СО СЛОЖНОЙ ВНУТРЕННЕЙ СТРУКТУРОЙ: ГИБРИДНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ SOURCES4C – PHITS-2.88

В.А. Кусков, С.Д. Полозков, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vak82@tpu.ru

В настоящей работе исследуется возможность создания эффективного радиоизотопного источника нейтронов с регулируемым выходом нейтронного излучения [1] для целей нейтронно-активационного анализа и некоторых других современных задач прикладной ядерной физики и медицины. На практике, как правило, используются источники нейтронов на основе мелкозернистой смеси диоксида Pu и Be [1,2], смесей оксидов Am (AmO_2 , Am_2O_3) и Be [1,2], а также источники на основе чистых интерметаллидов PuBe^{13} или AmBe^{13} [3]. В работе получена зависимость выхода и спектра нейтронов широко используемого радиоизотопного источника Amersham X.14 [1] на основе мелкозернистой смеси AmO_2 и Be от размера зерна кристаллов. Исследуется возможность получения максимального выхода нейтронов за счет использования смесей, на основе кристаллов интерметаллидных соединений Pu и Am, которые так же, как и их оксиды, являются устойчивыми химическими соединениями. Путем совместного использования аналитической модели, верифицированных расчетных кодов программ SOURCES4C и PHITS-2.88 предложена оригинальная процедура расчета выхода и спектра нейтронов радиоизотопного источника на основе смеси оксидных и интерметаллидных соединений. Показана возможность использования предложенной методологии расчета для исследования радиационных характеристик подкритических размножающих сред, содержащих включения со сложной гетерогенной структурой.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ghal-Eh, N., et.al. (2019). Appl. Radiat. Isot. In Press
2. Vega-Carrillo, H. R., et.al. (2002). Appl. Radiat. Isot. 57(2): 167-170.
3. Geiger, K.W., et.al. (1975). Nucl. Instr. Methods. 131: 315-321.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ФЛУКТУАЦИЙ НЕЙТРОННОГО ФОНА В ГЕОСИСТЕМАХ, СОДЕРЖАЩИХ МИКРОЧАСТИЦЫ СТРУКТУРНО-СОСТОЯЩИЕ ИЗ МНОГОКОМПОНЕНТНОЙ СМЕСИ ДИОКСИДОВ АКТИНИДОВ И ЭЛЕМЕНТОВ С МАЛЫМ И СРЕДНИМ АТОМНЫМ ВЕСОМ

С.А. Масенко, А.И. Зорькин, О.А. Украинец, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: Mongusch-S@mail.ru

В работе исследуются флуктуации нейтронной компоненты радиационного фона в геосистемах, содержащих микрочастицы, структурно-состоящие из многокомпонентной гетерогенной смеси U, Pu и элементов с малым и средним атомным весом.

Для оценки нейтронного фона, путем совместного использования данных о физико-химических форм альфа-излучающих актинидов [1] и анализа их подвижности в геосистемах [1,2], разработана расчетно-экспериментальная методика расчета выхода нейтронного излучения из микрочастиц разной конфигурации,

размера и состава. Составы и размеры альфа-излучающих актинидов представлены в работах [2,3] и использованы для исследований в настоящей работе.

Расчетная модель формирования нейтронной компоненты радиационного фона учитывает вероятности образования нейтронов в результате спонтанного деления тяжелых ядер, а также вероятности образования нейтронов по реакциям альфа- n , протекающих на ядрах с малым и средним атомным весом.

В расчете выхода нейтронов по каналу реакции альфа- n мы учитываем вероятности вылета альфа-частиц с поверхности U или Pu-частиц сферической (от 5 до 100 мкм) формы [1], а также вероятность того, что вылетевшая альфа-частица в процессе замедления может провзаимодействовать с соседними актинидами. Получены выход и угловые распределения альфа- n нейтронов в объеме и на поверхности исследуемых образцов.

Исследования, выполненные в работе, позволят создать эффективную систему защитных противомиграционных мониторов и разработать оптимальную концепцию реабилитации исследуемой экосистемы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Власова И.Э. и др. Физико-химические формы альфа-излучающих радионуклидов в пробах донных осадков водоёма 17 (В-17, старое болото) ПО "МАЯК" // Вопросы радиационной безопасности. – 2013. – № 2. – С. 48–56.
2. Чеботина М.Я. и др. Дисперсность частиц плутония в производственных процессах и в окружающей среде – Екатеринбург: Изд-во «АкадемНаука». – 2017. – 112 с.
3. Болсуновский А.Я. и др. Интенсивность накопления урана-238 представителями разных экологических уровней экосистемы р. Енисей // Вестник Томского государственного университета. Биология. – 2016. – № 2. – С. 161–171

ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОВЕДЕНИЯ КУРСА ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ У ПАЦИЕНТОВ С РАКОМ ПРЯМОЙ КИШКИ

Нгуен Туан Ань, М.А. Здерева, Н.Д. Тургунова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: delierre.khanhhoa@gmail.com

Рак прямой кишки в экономически развитых странах мира является одной из самых важных проблем онкологии. Интенсивный рост заболеваемости обуславливает повышение смертности от рака прямой кишки. Это указывает на необходимость усиления профилактических поисков раннего выявления и своевременного лечения указанной формы рака. Одним из основных подходов к лечению является лучевая терапия, целью которой является максимальное облучение очага с минимальным поражением нормальных тканей [1]. Поэтому поиск оптимального сочетания топометрической подготовки с лучевой терапией для снижения дозовой нагрузки на нормальные ткани и критические органы является актуальной задачей. Целью данной работы является оптимизация проведения сочетанного курса лучевой терапии у пациентов с раком прямой кишки для снижения дозовой нагрузки на критические органы.

В рамках данного исследования была проведена оценка дозовых нагрузок на критические органы для сеансов лучевой терапии пациентов с раком прямой кишки [2]. Облучение проводилось по сочетанному курсу, который реализовывался в виде комбинации дистанционной лучевой терапии с разовой дозой (РОД) 2 Гр и

внутриполостной лучевой терапией с РОД 5 Гр. Планирование сеансов дистанционной лучевой терапии проводилось в системе дозиметрического планирования XiO. Для конвенциональной лучевой терапии (2D) расчет проводился для гамма-терапевтического аппарата «Theratron Equinox 80», а для конформной лучевой терапии (3D) для аппарата «Elekta Synergy». Планирование внутриполостной лучевой терапии осуществлялось в системе HDRPlus для аппарата «MultiSource». Оценка дозовых нагрузок проводилась с помощью линейно-квадратичной модели. Уровни толерантных доз определялись в соответствии с рекомендациями QUANTEC [2].

На основе полученных результатов были сделаны следующие выводы: проведение конформной лучевой терапии на дистанционном этапе сочетанного курса позволяет уменьшить дозовые нагрузки на критические органы, что позволит снизить риск возникновения острых постлучевых осложнений; применение компьютерной томографии для визуализации объемов облучения при планировании сеансов внутриполостной лучевой терапии позволит увеличить точность доставки дозы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Краткие методические рекомендации по лучевой терапии рака прямой кишки: предлучевая подготовка, оконтуривание, принципы планирования. Большая конференция RUSSCO «Опухоли ЖКТ-Колоректальный рак, Москва, 14-15 апреля 2016 года.
2. Joiner M., Kogel A. Basic Clinical Radiobiology. – UK by MPG Books, 2009. – 391 p.

РАЗРАБОТКА СПОСОБА ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРОВНЯ НАГРЕВА НОВООБРАЗОВАНИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СЕАНСОВ ЕМКОСТНОЙ ЛОКАЛЬНОЙ ГИПЕРТЕРМИИ

А.С. Разумова¹, Т.А. Седельникова¹, И.А. Милойчикова^{1,2}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Научно-исследовательский институт онкологии Томского национального исследовательского
медицинского центра Российской академии наук,
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: razumova.any98@mail.ru

Одной из наиболее актуальных проблем медицины является лечение онкологических заболеваний. Для повышения чувствительности опухолевых клеток к облучению применяются радиосенсибилизаторы, одним из которых является гипертермия [1]. Это вид лечения онкологических заболеваний, связанный с нагревом новообразований. Для проведения сеансов гипертермии необходимо следить за температурой нагрева области опухоли, чтобы не навредить пациенту в процессе процедуры. Инвазивные методы определения уровня нагрева новообразования не нашли широкого применения в силу своего травмирующего характера. В работе [2] предложено решение, заключающееся в применении специальных фантомов, которые имитируют различные свойства тканей и органов.

В рамках исследования были разработаны фантомы, которые использовались для определения уровня нагрева различных тканей для реального курса локальной гипертермии. Аппарат локальной гипертермии Celsius TCS применялся для нагрева фантома. Для контроля температуры использовалась термометрическая система Celsius TempSens, четыре оптоволоконных датчика которой помещались в фантом. Показания фиксировались каждые 5 минут.

Так как разработанные фантомы являются статичными, в них отсутствуют такие механизмы регулирования температуры, как кровоток. В работе значения прироста температуры с учетом влияния потока крови на уровень нагрева были оценены на основе экспериментальных данных, измеренных для статичных фантомов путем пересчета по формуле, полученной из классического биотеплового уравнения Гарри Пеннеса [3]. Было определено, что при проведении сеансов локальной гипертермии достигается терапевтическая температура, при которой наблюдается сенсibilизация опухоли к ионизирующему излучению.

Таким образом, в работе предложен способ проведения термометрии сеансов локальной гипертермии с использованием фантомов и показана его работоспособность.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bruggmoser G. et al. Guideline for the clinical application, documentation and analysis of clinical studies for regional deep hyperthermia //Strahlentherapie und Onkologie. – 2012. – Т. 188. – №. 2. – С. 198-211.
2. Чойнзонов Е. Л. и др. Измерение температурного поля в фантоме головного мозга с имитацией глиобластомы при транскраниальной высокочастотной гипертермии //Медицинская техника. – 2017. – №. 5. – С. 34-37.
3. Szasz O., Szasz A. Heating, efficacy and dose of local hyperthermia //Open Journal of Biophysics. – 2016. – Т. 6. – №. 1. – С. 10-18.

РАДИАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ НА ОСНОВЕ НАНОСЕКУНДНЫХ ЭЛЕКТРОННЫХ ПУЧКОВ

С.Ю. Соковнин^{1,2}

¹ФГБУН Институт электрофизики УрО РАН,
Россия, г. Екатеринбург, ул. Амундсена, 106, 620016
²Уральский федеральный университет,
Россия, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19, 620002
Email: sokovnin@iep.uran.ru

В докладе рассмотрены принципы конструкция импульсно–периодических наносекундных ускорителей электронов серии УРТ [1] и конкретные радиационные технологии на их основе.

Развитие техники генерации высоковольтных импульсов наносекундной длительности на основе эффекта наносекундного обрыва тока в полупроводниковых диодах создало предпосылки для разработки наносекундных ускорителей электронов импульсно-периодического режима действия с энергией электронов до 1 МэВ и средней мощностью в пучке до 5кВт (в том числе мобильных). Такие ускорители генерируют пучки большого сечения (до 5*50 см) с высокой интенсивностью, обладающие сильным биологическим действием, имеют высокую надежность и ресурс (более 14 000 часов). Их вакуумные диоды работают с холодными катодами при относительно низком вакууме (до 0,01 Па).

Ускорители серии УРТ применяются различных отраслях науки и техники. Созданная линейка ускорителей дает возможность выбора ускорителя исходя из требований конкретной радиационной технологии, в том числе с вакуумным диодом для двухстороннего облучения.

Найдено несколько возможных сфер, где их применение технологически и экономически оправдано. В частности, ускорители серии УРТ применяются для радиационной стерилизации и дезинфекции медицинских и пищевых продуктов, наведения дефектов в твердых телах, радиационно-химических технологиях, получения нанопорошков и т.п.

Возможность плавного регулирования энергии электронов позволяет минимизировать объем поверхностно стерилизуемого продукта (например - облучать только скорлупу яйца, в том числе через пластиковую тару), а, следовательно, исключить воздействия электронного пучка непосредственно на продукт. При этом доза от тормозного излучения (при стерилизационных дозах на поверхности от электронов) будет на уровне десятых долей Гр, т.е. безопасных даже для живых организмов. Важно значение при такой поверхностной стерилизации имеет высокая производительность (до 0,5 млн. яиц в смену для одного ускорителя УРТ-0,5) и низкая стоимость облучения (менее 1 руб. за десяток яиц).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Соковнин С.Ю. Наносекундные ускорители электронов для радиационных технологий. – Екатеринбург: Уральский ГАУ, 2017, – 348с. ISBN: 978-5-7691-2494-5

ДОЗИМЕТРИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАЗЛИЧНЫХ МЕТОДИК ДИСТАНЦИОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ОДНОВРЕМЕННОГО ИНТЕГРИРОВАННОГО БУСТА ДЛЯ ОПУХОЛЕЙ ГОЛОВЫ И ШЕИ

О.М. Стахова^{1,2}, Е.С. Сухих^{1,3}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²ГАУЗ ТО МКМЦ «Медицинский город»,

Россия, г. Тюмень, ул. Барнаульская, 32, 625000

³Томский областной онкологический диспансер,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 115, 634009

E-mail: oms5@tpu.ru

Актуальность. Согласно статистическим данным, злокачественные опухоли головы и шеи составляют около 5% случаев, от общих случаев заболеваемости раком во всём мире [1]. Подавляющее большинство больных (60-70%) поступают на лечение с III-IV стадиями заболевания. Около 90% больных – люди работоспособного возраста (30-60 лет) [2-4].

Классически, таких пациентов лечили при помощи трехмерной конформной лучевой терапии (3D-CRT), где последовательно облучался весь объём мишени, а затем дополнительную дозу облучения доставляли в область с более высоким риском заболевания. Пациенты часто испытывали тяжелую острую и позднюю токсичность, включая мукозит, дерматит и ксеростомию. С внедрением лучевой терапии с модуляцией интенсивности (IMRT) появилась возможность улучшить конформность высоких доз, минимизировать радиационную токсичность при сохранении аналогичных показателей контроля [5-8]. IMRT в то же время позволяет одновременно доставлять различные уровни дозы в отдельные зоны риска в пределах одной фракции лечения (simultaneous integrated boost - SIB) так, чтобы суммарные дозы на эти области были достигнуты за одно количество фракций [9-10]. Преимущества IMRTSIB включают повышение эффективности планирования и снижение неопределенности, поскольку полная доза облучения учитывается в одном плане [11]. Кроме того, эскалация дозы снижает общее время облучения, что важно для опухолей головы и шеи, отличающихся высокой скоростью пролиферации [12], и при хороших дозиметрических выходных данных, потенциально улучшает контроль опухоли, тем самым повышая эффективность лучевой терапии [13-14].

Целью данной работы является проведение дозиметрического сравнения методик лучевой терапии IMRT (step and shoot и sliding window) и VMAT для пациента с опухолью дна полости рта IV стадии.

Материалы и методы. В рамках исследования был проведён анализ дозиметрических данных пациента, для которого было составлено предписание к проведению лучевой терапии в режиме SIB, выделены зоны планируемого объёма высокого риска (planning target volume – PTV-T), суммарная доза (СОД) для которого составила 70 Гр, а также зона шейных лимфоузлов слева – PTV-NL (СОД 66 Гр) и справа PTV-NR (СОД 56 Гр), за общее количество фракций равное 35. Учитывалась доза на такие органы риска как околоушные слюнные железы, спинной мозг, ствол мозга [15]. Результаты приведены в таблицах 2-5.

Для реализации планов IMRT использовалось 9 терапевтических пучков, через равный интервал 40°. Расчет дозы производился при помощи алгоритма AAA (Analytical Anisotropic Algorithm). Выбранная сетка расчёта 0,25 см.

По методике VMAT использовались две арки по и против часовой стрелки с дугой 360° и поворотом коллиматора 30°.

Все планы были выполнены при использовании ускорителя Varian TrueBeam STx с тормозным излучением 6 МВ, толщина лепестка многолепесткового коллиматора – 0,25-0,5 см, максимальная скорость движения лепестков – 2,5 см/с. Максимальный размер поля 22×34 см. Максимальная скорость движения гентри 4,8°/с, мощность дозы достигает 600 МЕ/мин.

Толерантные уровни органов риска (ОР), учитываемых в данном исследовании и вероятности их осложнений (ВО), приведены в таблице 1, в соответствии с протоколом QUANTEC.

Таблица 1. Толерантность ОР.

ОР	QUANTEC
Околоушные слюнные железы	С двух сторон: $D_{\text{сред}} < 25 \text{ Гр}$ (ВО < 20%), $D_{\text{сред}} < 39 \text{ Гр}$ (ВО < 50%);
Спинной мозг	$D_{\text{max}} = 50 \text{ Гр}$ (ВО < 0.2%), $D_{\text{max}} = 60 \text{ Гр}$ (ВО < 6%), $D_{\text{max}} = 69 \text{ Гр}$ (ВО < 50%).
Ствол мозга	$D_{\text{max}} < 54 \text{ Гр}$ (ВО < 5%),

Результаты. Сравнение параметров планов IMRT (S&S, SW), VMAT было выполнено при помощи данных распределения дозы в объёме и индекса гомогенности (HI – Homogeneity Index) для мишени (отношение доз PTV полученных в 5 и 95% объёма) [16].

Таблица 2. Результаты планирования для PTV-T.

	S&S	SW	VMAT
D5 (Gy)	73.4	74.3	74.3
D50 (Gy)	69,6	72.1	70.6
D95 (Gy)	66,4	70.6	69.8
HI	1.12	1.06	1.06

Таблица 3. Результаты планирования для PTV-NL.

	S&S	SW	VMAT
D5 (Gy)	68.5	70.1	70.1
D50 (Gy)	64.5	67,8	67.2
D95 (Gy)	60.1	65.3	62.4
HI	1,14	1.07	1.12

Таблица 4. Результаты планирования для PTV-NR.

	S&S	SW	VMAT
D5 (Gy)	58.2	58.6	58.6
D50 (Gy)	54.8	56.1	56.5

D95 (Gy)	50.8	51.8	51.3
HI	1.15	1.13	1.14

Таблица 5. Дозовая нагрузка на ОР.

ОР	S&S	SW	VMAT
Околоушная слюнная железа справа, $D_{\text{сред}}$	17.7	17.1	17.1
Околоушная слюнная железа слева, $D_{\text{сред}}$	16.6	20.5	17,6
Спинной мозг, D_{max}	34,4	32.8	36.6
Ствол мозга, D_{max}	12,5	15.9	10.0

Выводы. Преимуществом использования техник IMRT/VMAT перед 3DCRT является уменьшенная нагрузка на ОР, в частности на слюнные железы, позволяющая остаться в пределах толерантности органов. В случае VMAT получается более гибкое распределение дозы для мишени и слюнных желез, прекращение функционирования которых сильно сказывается на качестве жизни больного.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Union for International Cancer Control. Head and neck cancer. Review of Cancer Medicines on the WHO List of Essential Medicines, 2014.
2. Староха Е.В. Химиолучевая терапия в комбинированном лечении больных раком гортани и гортаноглотки / Е.В. Староха, С.Ю. Чижевская ГУ «НИИ онкологии ТНЦ СО РАМН», г. Томск [Электронный ресурс]
3. Злокачественные опухоли. RUSSCO. 2017. Т.7. С.32–60. [Zlokachestvennyye opuholi. RUSSCO. 2017. Т.7. S.32–60 (in Russian)].
4. Онкология. Клинические рекомендации / под ред. М. И. Давыдова. М.: РОИЦ. 2015. 680 с. [Onkologija. Klinicheskie rekomendacii / pod red. M. I. Davydova. M.: RONC. 2015. 680 s. (in Russian)].
5. Cozzi L, Fogliata A, Bolsi A, Nicolini G, Bernier J (2004) Three-dimensional conformal vs. intensity-modulated radiotherapy in head-and-neck cancer patients: comparative analysis of dosimetric and technical parameters. Int J Radiat Oncol Biol Phys 58: 617–624. [PubMed] [Google Scholar]
6. Palazzi M, Orlandi E, Pignoli E, Lualdi M, Zonca G, et al. (2006) Target coverage in head and neck cancer treated with intensity-modulated radiotherapy: a comparison between conventional and conformal techniques. Tumori 92: 503–510. [PubMed] [Google Scholar]
7. Xia P, Fu KK, Wong GW, Akazawa C, Verhey LJ (2000) Comparison of treatment plans involving intensity-modulated radiotherapy for nasopharyngeal carcinoma. Int J Radiat Oncol Biol Phys 48: 329–337. [PubMed] [Google Scholar]
8. Nutting CM, Morden JP, Harrington KJ, Urbano TG, Bhide SA, et al. (2011) Parotid-sparing intensity modulated versus conventional radiotherapy in head and neck cancer (PARSPORT): a phase 3 multicentre randomised controlled trial. Lancet Oncol 12: 127–136. [PMC free article] [PubMed] [Google Scholar]
9. Mohan R, Wu Q, Manning M, Schmidt-Ullrich R (2000) Radiobiological considerations in the design of fractionation strategies for intensity-modulated radiation therapy of head and neck cancers. Int J Radiat Oncol Biol Phys 46: 619–630. [PubMed] [Google Scholar]
10. Radiobiological basis and clinical results of the simultaneous integrated boost (SIB) in intensity modulated radiotherapy (IMRT) for head and neck cancer: A review. Orlandi E, Palazzi M, Pignoli E, Fallai C, Giostra A, Olmi P Crit Rev Oncol Hematol. 2010 Feb; 73(2):111-25. [PubMed] [Ref list]
11. Comparison of 3D Conformal Radiotherapy and Intensity Modulated Radiotherapy with or without Simultaneous Integrated Boost during Concurrent Chemoradiation for Locally Advanced Head and Neck Cancers Michael T. Spiotto, Ralph R. Weichselbaum, Kevin Camphausen, Editor

12. Maciejewski B., Withers H. R., Taylor J. M.G., Hliniak A. Dose fractionation and regeneration in radiotherapy for Cancer of the oral cavity and oropharynx: tumor dose-response and repopulation // Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys. 1989. Vol. 16. P.831–843.
13. Сухих Е.С., Подоплекин Д.М., Сухих Л.Г., Шейно И.Н., Ижевский П.В. Оценка вероятности локального контроля в зависимости от фракционирования для рака корня языка. РМЖ «Медицинское обозрение» №6 от 30.08.2018 стр. 13-18.
14. William Vladimir Ona Rodriguez. Comparison between 3D-CRT and Modulated Techniques for Head-and-Neck and Breast. Cite as: AIP Conference Proceedings 2003, 020008 (2018).
15. Soren M. Bentzen et al. Quantitative Analyses of Normal Tissue Effects in the Clinic (QUANTEC): An Introduction to the Scientific Issues. [Электронный ресурс]
16. Journal of the ICRU Vol 10 No 1 (2010) Report 83. Prescribing, Recording, and Reporting Photon-Beam Intensity-Modulated Radiation Therapy (IMRT). 2010

РАСЧЕТ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРОЦЕДУРНОГО ПОМЕЩЕНИЯ КЛИНИЧЕСКОГО УСКОРИТЕЛЯ

Чан Ньян Хау, И.А. Милойчикова, Н.Д. Тургунова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nhanhau.tran92@gmail.com

Лечение злокачественных новообразований является актуальной проблемой медицинского сообщества. Одним из направлений в лечении является лучевая терапия. Применение высокотехнологичной лучевой терапии привело к усложнению процедур радиационной защиты персонала. Целью данной работы является расчет радиационной защиты процедурного помещения (каньона) и лабиринта для обеспечения безопасности проведения сеансов лучевой терапии на клиническом ускорителе электронов TrueBeam фирмы Varian при облучении пучками фотонов с энергией 10 МэВ.

Медицинские ускорители при больших энергиях электронов являются источниками не только тормозного излучения, но и фотонейтронов. Поэтому, защита от фотонейтронов должна рассчитываться так же подробно, как и от тормозного излучения. При расчетах защиты процедурных помещений от тормозного излучения на больших энергиях выделяют первичную и вторичную защиты. Толщина вторичной защиты определяется как тормозным излучением, так и излучением утечки. Для расчета первичной защиты от тормозного излучения было использовано два метода: метод номограмм и метод слоев ослабления. Для расчета вторичной защиты от тормозного излучения был проведен расчет толщины защиты от рассеянного тормозного излучения. Расчет толщины вторичной защиты от излучения утечки проводился также как при расчете защиты от первичного тормозного излучения.

Для электронных ускорителей на энергии более 10 МэВ вклад в дозу на входе в лабиринт вносят: тормозное излучение основного пучка, гамма-излучение радиационного захвата и фотонейтроны. Для расчета лабиринтной защиты был проведен расчет мощности эквивалентной дозы на его входе.

На основе полученных результатов были сделаны следующие выводы: конечная толщина защиты стен процедурной ускорителя определяется тормозным излучением, т.к. вклад от нейтронного излучения минимален; толщина защитной двери на входе в лабиринт для процедурного помещения (каньона) с

линейным ускорителем должна быть гетерогенной и состоять из трех слоев: слой борированного полиэтилена толщиной 9,5 см необходимо поместить между двумя слоями стали толщиной 4 см.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Беспалов В.И. Лекции по радиационной защите: - учебное пособие – 2-е изд., Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2012. – 347 с.
2. Тарутин И.Г.; Титович Е.В. Применение линейных ускорителей электронов в высокотехнологичной лучевой терапии. Минск: Беларус. навука, 2014.
3. Lettau H. Note on aerodynamic roughness-parameter estimation on the basis of roughness-element description //Journal of applied meteorology. – 1969. – V. 8. – №. 5. – P. 828-832.

МЕТОД ИЗУЧЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ВЫБРОСОВ КРУПНЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ С ПОМОЩЬЮ РЕГРЕССИОННОГО АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ БИОМОНИТОРИНГА

А.Е. Шарыпова, Н.К. Рыжакова, Н.С.Рогова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: rogova@tpu.ru

В настоящее время установлено, что большое содержание в воздухе частиц с размерами не более нескольких десятков мкм приводит к повышенному риску респираторных аллергических и даже раковых заболеваний. Особую опасность представляют металлургические и теплоэнергетические предприятия, мелкие частицы выбросов которых содержат тяжёлые металлы. В связи с этим актуальной становится задача изучения пространственных распределений загрязняющих веществ в зонах действия данных предприятий, в том числе определения максимальных уровней загрязнения и соответствующих им расстояний. Мелкодисперсные выбросы крупных предприятий с высокими трубами переносятся на большие расстояния до 10 км и более. В этом случае наиболее простым, дешёвым и эффективным инструментом изучения загрязнения воздуха является метод мхов-биомониторов. Чаще всего точки отбора мхов распределены по всей области исследования. В зонах влияния предприятий с высокими трубами такая методика является трудоёмкой и не позволяет выявить основные закономерности распространения загрязняющих веществ. В ТПУ разработан метод изучения пространственных распределений выбросов, основанный на регрессионном анализе концентраций химических элементов, полученных для мхов-биомониторов. Мхи отбираются (пассивный биомониторинг) или размещаются (активный биомониторинг) на разных расстояниях вдоль какого-либо направления от источника. В качестве уравнения регрессии используется зависимость, полученная при решении стационарного диффузионно-конвективного уравнения переноса [1].

В работе представлены результаты регрессионного анализа химических элементов в образцах мхов для пассивного и активного биомониторинга в зоне действия угольной ТЭЦ г. Новосибирска и алюминиевого завода г. Красноярск. Периоды экспозиции для ТЭЦ составляли при пассивном биомониторинге 3 года, при активном – 2 и 8 месяцев; для алюминиевого завода при активном биомониторинге 2, 8, 11 месяцев. Концентрации химических элементов в образцах измерены с помощью нейтронно-активационного анализа и атомно-эмиссионной спектроскопии.

На основе проведенного исследования сделаны следующие выводы:

1. Размеры зон влияния источников и расстояния с максимальными уровнями загрязнения можно оценить с помощью регрессионного анализа биомониторинга вдоль выбранного направления.
2. Расстояния с максимальными уровнями загрязнения увеличиваются с ростом средней скорости ветра и увеличением доли мелких и легких частиц выбросов предприятий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Берлянд М.Е. Прогноз и регулирование загрязнения атмосферы // Л.: Гидрометеиздат, 1985. – 272 с.

СВОЙСТВА ТЕРАГЕРЦОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ РЕШЁТКИ, ГЕНЕРИРУЕМОГО РЕЛЯТИВИСТСКИМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ

А.А. Дышесков, Д.А. Шкитов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aad52@tpu.ru

Перед современной физикой стоит вызов, связанный с ограниченностью методов генерации терагерцового излучения. Одним из возможных вариантов решения данной проблемы является использование механизма генерации дифракционного излучения. Дифракционное излучение – это вид поляризационного излучения, который возникает при прохождении заряженной частицы вблизи некоторой неоднородности. В качестве такой неоднородности предлагаем использовать мишень в виде решётки с треугольным профилем (см. рис. 1а). Исследование проводилось на основе компьютерного моделирования, с помощью ранее созданного численного кода, написанного на языке Wolfram Language. Схема генерации и основные параметры решётки, состоящей из 15 периодов, представлены на рис. 1а. В ходе моделирования были произведены расчёты более 60 спектров (см. пример на рис. 1б) при разных углах поворота решётки (вокруг оси вращения) для горизонтальной и вертикальной компоненты поляризации. Спектры были обработаны и получены различные характеристики излучения: монохроматичность, интенсивность, кривые дисперсионного соотношения. Для горизонтальной компоненты была изучена асимметрия расщепления, возникающего для разных порядков дифракции в спектрах. Часть результатов были представлены на конференции [1]. Обработанные результаты моделирования были сопоставлены с результатами эксперимента (см. пример на рис. 1в), проведённого на ускорителе LUCX@KEK (Япония). Полученная хорошая сходимость результатов эксперимента и моделирования подтвердила верность выявленных закономерностей в свойствах излучения.

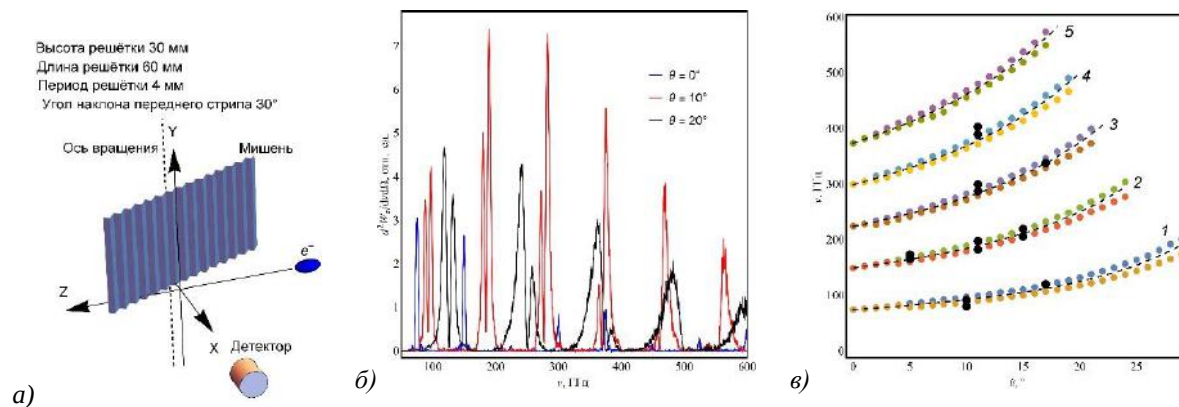


Рис. 1. Схема генерации излучения (а), спектры горизонтальной компоненты поляризации (б), сравнение зависимости частоты пиков от угла наклона решётки для горизонтальной компоненты с экспериментальными данными (чёрные точки) (в)

В ходе исследования было заключено, что решётка с треугольным профилем может служить регулируемым монохроматическим источником терагерцового излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дышеков А.А., Токтаганова М.М. Свойства терагерцового излучения от решётки, генерируемого релятивистским электронным пучком // ПРФН: сборник научных трудов XVII Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, г. Томск, 21-24 апреля 2020 г.: в 7 т. — Томск: Изд-во ТПУ, 2020. — Т. 1: Физика.

Секция 3.

**Математическое
моделирование и
автоматизация производств**

ROSATOM TECH EXPERIENCE IN INTERNATIONAL NUCLEAR TRAINING USING CLOUD TECHNOLOGIES FOR SIMULATION AND ANALYTICS

E.V. Varseev

Rosatom Technical Academy,
Russia, Obninsk, Kurchatov st., 21, 249034

E-mail: evvarseev@rosatomtech.ru

Among foreign countries showing interest in Russian reactor facilities, there is a demand for training courses on the use of software to justify the safety and technical parameters of nuclear power plants based on different design: from classic VVER to advanced SMR technologies.

In addition to regional training courses conducted on an annual basis within the framework of the technical cooperation between Rosatom and IAEA devoted to infrastructure development and safety assessment of VVER / PWR-type pressurized water reactors with the active use of Russian computational tools [1], there are a number of training courses on the use of simulation tools embedded as a part of training on other topics.

The practical part of such training module includes both basic demonstration tasks, which allows to demonstrate execution of the code visually - modeling harmonic oscillations with increasing levels in one of two communicating vessels, and the task of verifying the code on known experimental data and others. During practical sessions, not only methods of solving problems using software codes are demonstrated, but the main approaches used by developers in conducting calculations to justify safety being studied as well.

The adaptation of training module on software use into interactive web-course at the Technical Academy of Rosatom is underway. Web portal that combines lectures, test assignments and a practical test is being developed as standalone product. Passing the course will give an overview of the technology and prepare the student for a face-to-face meeting, and full-time training, in turn, will speed up the testing process, simplify the use of software in a practical case, demonstrate the full range of simulation codes applications.

The next step in developing this idea was taken in the February 2020 during the training course at Indonesia, STTN [2], where cloud platform was used by students to access the remote desktop with preinstalled KORSAR code. This solved the potential issues: universal workstation environment among students (eliminates the software configuration steps) and restriction of software distribution. At the same time, it was possible for students to work using their personal computers and having direct access to the input and output files. The course results demonstrated a high satisfaction of students by the training provided, including web-based practical exercises. The next step will be implementation of such mechanism in the form of digital laboratory.

Designing interactive training course concept with the use of the KORSAR code and introduction of its demo version into the web-based platform is new step towards modern training approach using state-of-art simulation tools.

REFERENCES

1. Varseev E.V. et al. Interactive Training Course for Foreign Specialists as Tool for Promotion of Russian Technologies of Small Reactors Through Educational Programs. Proceedings of VIII Research and Application Conference of Young Nuclear Statists and Specialist «Increase of international market share during digital transformation of nuclear industry». Saint Petersburg 2019, p. 230 – 231

FEATURES OF THE FORMATION OF RADIATION IN A NEW-GENERATION OF FUEL WITH A COMPLEX INTERNAL HETEROGENEOUS STRUCTURE

Y.B. Xu, S.V. Bedenko, I.V. Shamanin

National Research Tomsk Polytechnic University

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: syuyuybin@tpu.ru

Fuel and structural materials of existing reactor systems (reactors) and innovative reactor plants operate in extreme conditions. These extreme conditions include higher operating temperatures, increased (extreme) burn up, exposure to aggressive media, etc. For the long-term trouble-free and efficient operation of the reactor, the fuel must have good thermal conductivity, radiation and thermal stability. To increase thermal conductivity, radiation and thermal stability, the fuel is modified by adding various homogeneous compounds [1] and heterogeneous inclusions [1,2]. However, these additives affect the neutron component of the radiation characteristics of irradiated fuel [2]. So far, little research has been done in scientific journals on the effects of various additives on the neutron background of fresh fuels and irradiated fuels, or even on fuels containing heterogeneous inclusions. The meaning of the work is that the fuel is modified to improve its thermal conductivity, thermal and radiation resistance, while they do not consider the fact that such fuel requires special handling after its operation. In the work authors, the applicant will use MCNPX for numerical experiments couple with other software (Sources-Serpent), to study the characteristics and mechanisms of the formation of residual neutron radiation on fuels in a LWR reactor with a complex heterogeneous internal structure. The scientific problem studied in this work is aimed at developing procedures for handling new-generation irradiated fuel during transportation and “dry” long-term storage (See Fig. 1, [3]).

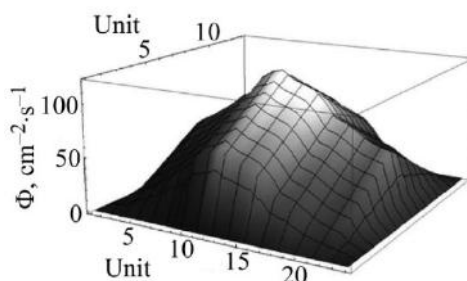


Fig. 1. Results of calculations $\Phi(E,r)$ of «dry» storage systems with modified fuel

In addition, since additives affect the components of the fuel, the reprocessing of spent nuclear fuel needs to be changed accordingly. But compare with the traditional open fuel cycle with direct disposal, the reprocessing-recycle cost is more expensive. How to improve the reprocessing of fuel, reduce the disposal amount of high-level radioactive waste and reduce its costs are also considered and studied.

REFERENCES

1. Tran H.-N., et al. Neutronics design of VVER-1000 fuel assembly with burnable poison particles // Nuclear Engineering and Technology. – 2019. – V. 51(7). – P. 1729-1737.
2. Bedenko S.V., et al. A fuel for generation IV nuclear energy system: Isotopic composition and radiation characteristics // Applied Radiation and Isotopes. – 2019. – V. 147. – P. 189-196.
3. Plevaka, et al. Neutron-physical studies of dry storage systems of promising fuel compositions // Bulletin of the Lebedev Physics Institute – 2015. – T. – 42 (8). – P. 240-243.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ СМЕЩЕНИЯ НА АТОМ ПОД ДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ В ИММОБИЛИЗАЦИОННОМ МАТРИЧНОМ МАТЕРИАЛЕ НА ОСНОВЕ NdAlO_3

М.В. Полтавец, О.Ю. Долматов, А.О. Семенов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: shujaaljasar93@gmail.com

При изучении явления радиационной устойчивости отвержденных радиоактивных отходов используются различные виды облучения: γ -облучение, облучение заряженными частицами на ускорителях или путем включения α -источников в матричный материал, нейтронное облучение потоком быстрых нейтронов. имитирующее радиационные повреждения от α -частиц и ядер-отдачи в кристаллических структурах.

В данной работе для моделирования процессов радиационного повреждения структуры синтезируемых образцов используется нейтронное излучение как наиболее интенсивный метод имитации поражения, характеризующийся меньшими временными затратами по сравнению с включением α -источников в образец. Применение потоков заряженных частиц является нецелесообразным так как зона повреждения структуры характеризуется лишь тонким приповерхностным слоем без существенного изменения внутренней структуры. Использование γ -излучения симулирует повреждения, вызванные β -распадами. Для выявления корреляции времени облучения и времени захоронения использовалась модель Кинчина-Пизе, основанная на расчете вероятности смещения в зависимости от энергии бомбардирующих частиц [1].

На первом этапе моделирования были получены профили концентрации вакансий созданными, потоками быстрых нейтронов со средней энергией 2 МэВ и атомов системы.

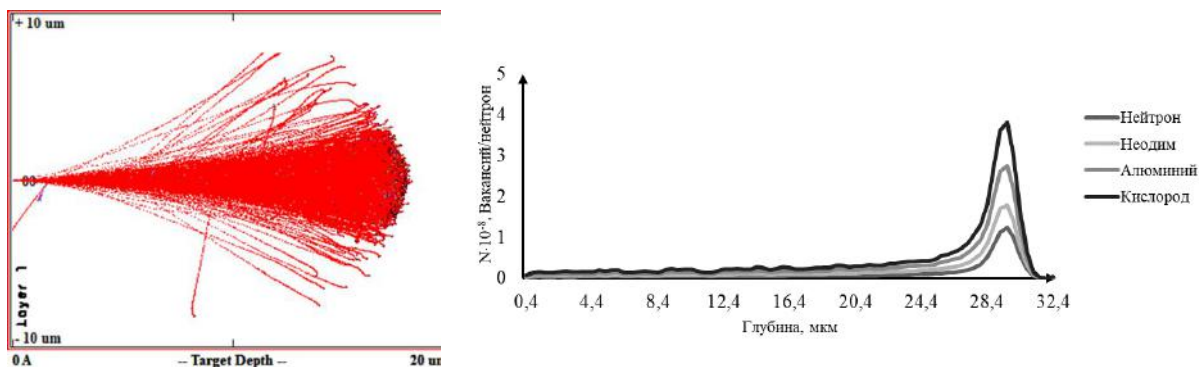


Рис. 1 Профили концентрации вакансий, созданными быстрым потоком нейтронов, в матричном материале на основе NdAlO_3

По полученным зависимостям была рассчитана интегральная характеристика профиля концентраций частиц в системе с целью получения значения количества вакансий, приходящихся на один нейтрон. Можно заметить, что наибольшее количество вакансий образуется в конце траектории, это объясняется механизмом торможения ионов в веществе. При больших энергиях торможение происходит в основном за счет кулоновского взаимодействия, а в конце за счет атомных столкновений. Расчеты показали что в среднем, при облучении быстрым нейтроном образуется 152 вакансий на нейтрон. Для достижения 0,1

СНА соответствующего времени захоронения активной фракции в матричном материале 1000 лет, необходимо облучение потоком быстрых нейтронов 10^{14} н/см²·с в течении 90 часов, то есть четырех дней.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бондаренко, Г. Г. Радиационная физика, структура и прочность твердых тел : учебное пособие / Г. Г. Бондаренко. — Москва : Лаборатория знаний, 2016. — 465 с. — ISBN 978-5-00101-413-3. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <https://e.lanbook.com/book/90257> (дата обращения: 20.08.2020). — Режим доступа: для авториз. пользователей.

ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ДЕТЕКТОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОДЕЛИРОВАНИЯ МОНТЕ-КАРЛО И ЭВОЛЮЦИОННЫХ АЛГОРИТМОВ

И.В. Прозорова, Ю.А. Попов, А.А. Прозоров

Институт атомной энергии НЯЦ РК,

Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10, 711100

E-mail: Prozorova@nnc.kz

Моделирование системы источник-детектор с помощью метода Монте-Карло широко используется в качестве альтернативы эмпирической калибровке.

Предложен метод оптимизации параметров определения характеристик детектора с помощью определенной процедуры, которую можно воспроизвести в стандартной исследовательской лаборатории.

Сам метод заключается в определении геометрических параметров детектора с использованием моделирования Монте-Карло параллельно с процессом оптимизации, основанным на эволюционных (генетических) алгоритмах. Напомним, что генетический алгоритм - метод оптимизации, основанный на естественном отборе - процессе, который управляет биологическим развитием. В ходе работы генетического алгоритма много раз происходит изменение отдельных решений, называемых популяцией. На каждом шаге выбираются отдельные особи из текущей популяции (так называемые родители) и воспроизводятся дочерние элементы для следующего поколения. В итоге выбирается оптимальное решение с учетом определённых критериев.

Разработан вычислительный метод для получения характеристик спектрометра HPGe путем параллельной реализации эволюционного алгоритма (дифференциальной эволюции) вместе с моделированием Монте-Карло.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИНТЕНСИВНОСТИ ЛИВНЕВЫХ ОСАДКОВ ПО ИЗМЕРЕННОЙ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Mac-Donald Prince¹, А.С. Зелинский¹, Г.А. Яковлев², И.В. Беляева³, А.А. Кобзев⁴, В.С. Яковлева¹

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30,

²Национальный исследовательский Томский государственный университет, Россия, г. Томск

³Томский государственный архитектурно-строительный университет, Россия, г. Томск

⁴Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН, Россия, г. Томск

E-mail: macdonald@tpu.ru

Мониторинг радиационного γ -фона приземного слоя атмосферы производят не одно десятилетие. К настоящему времени было показано, что величина мощности дозы γ -излучения не постоянна во времени

и пространстве, и зависит от различных факторов, таких как состояние атмосферы, время суток, время года и геолого-географические характеристики региона исследования.

Также неоднократно было обнаружено, что периоды выпадения осадков сопровождаются аномальным увеличением (всплесками) радиационного γ -фона. Это явление объясняется процессами вымывания короткоживущих β - и γ -излучающих продуктов распада радона и торона из атмосферы на различные поверхности (почва, различные покрытия). Это явление даже получило собственное название «radon washout».

С целью разработки метода определения интенсивности ливневых осадков в 2017 начиная с момента таяния снега и до начала установления снежного покрова измерения мощности дозы γ -излучения, плотности потока γ -излучения производили с высокой частотой дискретизации данных 1 минута, с использованием сцинтилляционного детектора БДКГ-03 (производства АТОМТЕХ, Республика Беларусь). Данные об интенсивности осадков с высоким временным разрешением регистрировались оптическим (лазерным) осадкомером ОПТИОС (разработка ИМКЭС СО РАН).

Результаты моделирования в среде Geant4 показали, что короткоживущие дочерние продукты распада радона ^{214}Pb и ^{214}Bi являются основными дозообразующими радионуклидами, по сравнению с остальными продуктами распада радона и торона, которые вымываются из атмосферы на земную поверхность в период выпадения осадков. Анализ как экспериментальных данных, так и теоретического материала из области ядерной физики и взаимодействия ионизирующих излучений с веществом, позволил определить, что величина всплеска мощности дозы γ -излучения пропорциональна активности выпавших на земную поверхность радионуклидов.

Экспериментально установлено, что выпадение осадков вызывает увеличение мощности дозы γ -излучения. При этом суммарное количество выпавших осадков определяет величину всплеска мощности дозы, а текущая интенсивность осадков – скорость нарастания мощности дозы γ -излучения. Разработана математическая модель, устанавливающая количественную связь между мощностью дозы γ -излучения и интенсивностью (количеством) жидких атмосферных осадков, произведена верификация модели.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОТКЛИКА ГАММА-ФОНА НА ЖИДКИЕ АТМОСФЕРНЫЕ ОСАДКИ

Г.А. Яковлев¹, Zulu Mathias², А.С. Зелинский², А.А. Кобзев³, С.В. Смирнов³, В.С. Яковлева²

¹Национальный исследовательский Томский государственный университет, Россия, г. Томск

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30,

³Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН, Россия, г. Томск

E-mail: vsyakovleva@tpu.ru

Природа предоставила нам прекрасные трассеры-индикаторы для мониторинга изменений состояния окружающей среды и погоды, такие, как природные радионуклиды, их ионизирующее излучение. Общеизвестно, что источниками радиационного фона приземной атмосферы являются радионуклиды, содержащиеся в грунте, атмосферном воздухе, объектах техносферы, а также космическая радиация. Пространственно-временные вариации радиационного фона, активности радиоактивных газов и аэрозолей в приземной атмосфере, газов в поверхностном слое грунта, являются следствием различных процессов и явлений, происходящих в окружающей среде.

Попытки найти взаимосвязь между интенсивностью осадков и величиной всплесков мощности дозы γ -излучения были предприняты ранее, но значимой взаимосвязи обнаружено не было. Возможно, это связано с недостаточно высоким временным разрешением данных, или с тем, что вымывающая способность осадков зависит от их интенсивности. Была предложена «rainout-washout» модель, которая делит атмосферу на две части в облаке и под облаком, однако, она пока еще не получила экспериментального подтверждения. Тем более, что расчеты требуют знания множества недостаточно изученных входных параметров модели.

Для исследования отклика гамма-фона на жидкие атмосферные осадки были разработаны математические модели: а) динамики радона дочерних продуктов распада в атмосфере; б) динамики активности дочерних продуктов распада радона, осаждаемых на земную поверхность. С их помощью была определена степень влияния высоты слоя инверсии, высоты нижней кромки облаков, суточных вариаций плотности потока радона с поверхности грунта на осаждаемую активность ^{214}Pb и ^{214}Bi .

Также были произведены расчеты дозовых коэффициентов для ^{214}Pb и ^{214}Bi с помощью среды GEANT4 на разных высотах от земной поверхности для геометрии дискового источника радиусом 500 м, с учетом нижнего порога регистрации γ -излучения детекторами БДКГ-03 (которые были использованы в эксперименте), равного 50 кэВ. Был использован встроенный в GEANT4 стандартный набор физических процессов QGSP_BIC_HP с некоторой модификацией под задачу данного исследования, аналогично примеру «extended/radioactivedecay/rdecay02» из библиотеки GEANT4.

Моделирование отклика гамма-фона (мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения) во время выпадения жидких атмосферных осадков производили с использованием измеренных данных о плотности потока радона с поверхности грунта (разработка ТПУ), и измеренным челночным Davis Rain Collector II (Davis Instruments, США) и оптическим ОПТИОС (разработка ИМКЭС СО РАН) осадкомерами данным об интенсивности осадков. Сравнение измеренных и расчетных данных о гамма-фоне позволило выявить некоторые закономерности. Вышло получено, что коэффициент захвата аэрозолей каплями дождя сильно зависит от интенсивности осадков и размера капель, что является новым научным результатом.

АВТОМАТИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ, СБОРА, ОБРАБОТКИ, ВИЗУАЛИЗАЦИИ ДАННЫХ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА

Г.А. Яковлев¹, Mac-Donald Prince², И.В. Беляева³, С.В. Смирнов⁴, В.С. Яковлева²

¹Национальный исследовательский Томский государственный университет, Россия, г. Томск

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30,

³Томский государственный архитектурно-строительный университет, Россия, г. Томск

⁴Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН, Россия, г. Томск

E-mail: vsyakovleva@tpu.ru

Контроль радиационной обстановки, производимый в научных целях, имеет тенденцию к увеличению одновременно регистрируемых радиационных величин. Одним из необходимых условий, в целях верификации полученных закономерностей, является требование использования методов измерения одной и той же величины, различающихся по физическому принципу. Все это требует большого количества измерительных приборов, комплексов, датчиков, для управления которыми в каждом

конкретном случае необходима собственная система удаленного контроля за состоянием всего приборного парка, а также автоматизации сбора и обработки данных наблюдений.

Первой и достаточно важной частью системы является разработанная программа, осуществляющая контроль за состоянием приборов и компьютеров Томской обсерватории радиоактивности и ионизирующих излучений ТПУ, т.к. поддержка продолжительного, полноценного круглогодичного мониторинга предполагает устранение любых неполадок в работе детекторов, а также срочную замену и ремонт в случае поломки, для чего так необходима актуальная информация о состоянии проведения эксперимента, а также оперативное информирование о сбоях в работе приборов.

Второй составляющей является система автоматического сбора и обработки данных, которая ежедневно сохраняет самые новые экспериментальные данные на сервере, давая возможность для последующего быстрого визуального анализа с целью поправки эксперимента и нахождению технических неисправностей в работе научного оборудования. В последствии программа совершает поэтапную обработку (для минимизации ошибок и предоставления промежуточных результатов обработки с целью определения, и исправления ошибок в алгоритмах) загруженных на сервер данных, и далее передает готовые отформатированные данные для конечной визуализации. Алгоритмы обработки данных наблюдений написаны на языке Perl.

С целью упрощения этапа визуального анализа собранных данных была разработана программа визуализации данных, с использованием технологии Node.js. Она включает в себя как сервер визуализации, необходимый для передачи данных между сервером данных и клиентом визуализации, благодаря чему достигается своевременное обновление данных (в отличие от использования локальных копий у клиента), так и клиент, обладающий множеством функций по построению рядов экспериментальных данных, с возможностью гибкой настройки их отображения. Другими преимуществами программы являются ее простота и удобство в использовании, возможность параллельного использования неограниченным числом пользователей в реальном режиме времени, а также поддержка построения и визуализации в сторонних программах, таких как MATLAB.

ПОДГОТОВКА СПЕЦИАЛИСТОВ ПО АВТОМАТИЗАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ОРГАНИЗАЦИЯХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Т.Х. Бадретдинов, А.А. Лопатин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Томский отдел по надзору за энергосетями и энергоустановками потребителей и энергоснабжением

Россия, г.Томск, г. Томск ул. Усова, 28а, 634041

E-mail: tahir@tpu.ru

Образовательно – научная лаборатория «Конструирование электроники и автоматики технологических процессов», отвечающая требованиям программы инновационного развития “Национального исследовательского Томского политехнического университета”, создана в 2011 году. Основной целью функционирования лаборатории является подготовка высококвалифицированных специалистов, востребованных быстро развивающимся рынком труда в области автоматизации

технологических процессов, а также для выполнения научно – исследовательских работ на современном уровне с помощью высокотехнологичного оборудования.

Задачи лаборатории:

- Обучение студентов, бакалавров и магистров современным методам проектирования, конструирования, изготовления, укрупненного монтажа и испытаний элементов и систем промышленной электроники, и автоматики;
- Разработка, проектирование, конструирование, изготовление, укрупненный монтаж и испытания экспериментальных и опытных образцов электронной и микропроцессорной техники;
- Организация программ дополнительного образования и повышения квалификации инженерно-технического персонала предприятий;
- Обучение студентов и бакалавров, подготовка и переподготовка кадров предприятий по программе рабочей профессии “Слесарь по контрольно-измерительным приборам и автоматике”;
- Разработка систем, методов, алгоритмов и программ для автоматизации технологических процессов, и экспериментальных исследований.



Рис. 1. Помещение для монтажа и настройки электронных устройств

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бадретдинов Т.Х. Обучение специальным технологиям в лаборатории "Конструирование электроники и автоматики технологических процессов"// Сборник тезисов докладов VI Международной научно-практической конференции Физико-технические проблемы атомной науки, энергетики и промышленности – 2014 г. – Томск

РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМА ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННОЙ ОБРАБОТКИ ДЛЯ РОБОТИЗИРОВАННЫХ СИСТЕМ УЛЬТРАЗВУКОВОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ

Д. О. Долматов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dolmatovdo@tpu.ru

Применение роботизированных систем ультразвукового контроля представляет большой интерес при производстве компонент Международного экспериментального термоядерного реактора [1,2], а также в диагностике корпусов эксплуатируемых ядерных реакторов [3]. Преимуществом подобных систем является возможность проведения высокоскоростного автоматизированного ультразвукового контроля объектов сложной формы.



Использование в роботизированных системах ультразвукового неразрушающего контроля алгоритмов пространственно-временной обработки на основе метода синтезированной апертуры позволяет получать результаты в форме трехмерных изображений внутренней структуры объектов контроля. Подобные изображения обладают высокой разрешающей способностью и высоким отношением сигнал/шум. Таким образом, представляется возможным решать задачу дефектометрии несплошностей с высокой эффективностью, что на сегодняшний день является актуальным вопросом развития методов и средств ультразвукового неразрушающего контроля.

Реализация алгоритма пространственно-временной обработки должна учитывать условия проведения контроля. Прежде всего, в автоматизированных системах, как правило, применяется иммерсионный акустический контакт. В этой связи, должно быть учтено преломление ультразвуковых волн на границе раздела сред иммерсионная жидкость – объект контроля. Кроме того, в роботизированных системах в процессе контроля ультразвуковой преобразователь совершает не только поступательное, но и вращательное движение. Также объект контроля может иметь сложную форму, что также должно быть учтено при реализации алгоритма пространственно-временной обработки.

В рамках данной работы в программном пакете Matlab реализован алгоритм пространственно-временной обработки эхо-сигналов, полученных с использованием системы ультразвукового контроля на основе роботизированного манипулятора с шестью степенями свободы. Осуществляется экспериментальная верификация эффективности работы разработанного алгоритма.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bulavinov A. et al. Robot-based in-process examination of ITER dome and first-wall panels based on novel ultrasonic tomography approach // Proceedings of 9th World Conference on Non-Destructive Testing (WCNDT 2016). – 2016.
2. Mazul I. V. et al. Technological challenges at ITER plasma facing components production in Russia // Fusion Engineering and Design. – 2016. – V. 109. – P. 1028-1034.
3. Bogue R. Robots in the nuclear industry: a review of technologies and applications // Industrial Robot: An International Journal. – 2011. – V.1. – Issue 11. – P. 113-119.

СИНТЕЗ КАСКАДНОЙ САУ КОМПЛЕКСОМ АППАРАТОВ ФТОРИРОВАНИЯ И УЛАВЛИВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

В.Ф. Дядик¹, М.С. Ефремов¹, О.П. Савитский²

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²АО «Сибирский химический комбинат»,

Россия, Томская обл., г. Северск, ул. Курчатова, 1, 636039

E-mail: dyadik@tpu.ru

Процесс получения гексафторида урана в действующей технологической схеме сублиматного завода АО «СХК» относится к процессам с рециркуляцией фтора. Некоторая часть фтора в виде кинетического избытка уходит со стадии фторирования, но вступая в реакцию на стадии улавливания с оксидами урана возвращается на стадию фторирования с полупродуктами в виде UO_2F_2 и UF_4 . [1]

Для автоматического управления комплексом аппаратов фторирования (ПР) и улавливания (АКТ) предложено использовать каскадную двухконтурную систему автоматического управления, обеспечивающую удержание в заданном диапазоне концентрацию избыточного фтора на выходе ПР и стабилизацию температуры реакционной зоны АКТ.

На первом этапе синтеза САУ на основании экспериментальных исследований реакций технологических объектов управления на ступенчатые входные воздействия получены передаточные функции ПР и АКТ:

$$W_{\text{ПР}} = \frac{-0,3 \cdot e^{-85 \cdot s}}{47 \cdot s + 1}, \quad W_{\text{АКТ}}(s) = \frac{35,3 \cdot e^{-194 \cdot s}}{195 \cdot s + 1},$$

Синтез предлагаемой САУ произведён с применением разработанного нами программного комплекса для синтеза и анализа каскадных систем автоматического управления, конечным итогом выполнения программы которого являются параметры настройки регуляторов внутреннего и внешнего контуров управления каскадной САУ, при которых достигается наилучшее качество управления. [2]. Наилучшие показатели качества переходных процессов спроектированной САУ достигнуты при применении ПИД регуляторов в обоих контурах со следующими параметрами настроек регуляторов:

-для внутреннего контура: $K_r = -2,1$ [н. об./мин/CF₂, %об.]; $T_i = 79$ с; $T_d = 17$ с...

-для внешнего контура: $K_r = 0,02$ [CF₂, %об./T5, °C]; $T_i = 311$ с.; $T_d = 91$ с. При этом точность поддержания управляемой координаты (температуры реакционной зоны АКТ) на заданном уровне в переходных режимах повышена в 2.2 раза по сравнению с одноконтурной САУ

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А.. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива.-М. :ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат» –576 с.
2. Ефремов М.С., Дядик В.Ф. Програмный комплекс для синтеза и анализа каскадных систем автоматического управления //Сборник научных трудов Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых учёных.-2019. –с.219

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА МЕТАЛЛИЗАЦИИ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.М. Емельянов, О.В. Егорова, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Е-mail: ame8@tpu.ru

В настоящее время в рамках проекта «Прорыв» разрабатывается технология замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Для имитации работы технологических схем ЗЯТЦ с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации создается программный комплекс «Код оптимизации и диагностики технологических процессов» КОД ТП. Одним из технологических процессов цикла является «металлизация» – процесс восстановления основных компонентов окисленного ОЯТ до металла. «Металлизация» проводится при помощи металлического лития, генерируемого на инертном катоде при электролизе расплава LiCl-Li₂O с концентрацией Li₂O в расплаве от 1 до 2 мас.% [1].



Целью настоящей работы является разработка математической модели технологического процесса «металлизации» для программного комплекса КОД ТП. Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- исследование процесса электрохимического восстановления актинидов окисленного ОЯТ как объекта моделирования и управления;
- разработка требований к модели процесса и ее математического описания;
- проведение вычислительных экспериментов на разработанной модели с целью ее верификации.

При создании математической модели была составлена классификация основных переменных и информационная структура, определено назначение модели и приняты допущения. Математическое описание модели процесса «металлизации» было получено на основе материального и теплового балансов, а также баланса напряжений с допущением о протекании электрохимических и химических реакций в кинетической области. Модель рассчитывает в динамическом режиме изменение концентраций оксидов актинидов, содержащихся в топливной таблетке, концентраций восстановившихся металлических актинидов, концентраций оксида лития и металлического лития в электролите, а также изменение температуры электролита и топливных таблеток, падения напряжения на электролизере и массу выделившегося во время электролиза кислорода в зависимости от силы электрического тока, пропускаемого через электролит, мощности электронагревателей, расхода и температуры охлаждающей среды в теплообменном аппарате [2]. Для верификации модели была разработана программа ее расчета в среде MATLAB, с помощью которой проведены вычислительные эксперименты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Merwin A. Metallic Lithium and the Reduction of Actinide Oxides // Journal of The Electrochemical Society. – 2017. – Vol. 164. – P. 5236 – P. 5246.
2. Френкс Р. Математическое моделирование в химической технологии. – М.: Химия, 1971. – 272 с.

ВЕЙВЛЕТ-АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ УЛЬТРАЗВУКОВОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ ГОРЕНИЯ ОБРАЗЦА ТВЁРДОГО РАКЕТНОГО ТОПЛИВА

В.Г. Ефимов, Д.А. Кондрашов, А.Н. Охотникова

АО «ФНПЦ «Алтай»

Россия, г. Бийск, ул. Социалистическая 1, (3854) 301690

E-mail: def@frpc.secna.ru

Твердое топливо относится к существенным компонентам состава ракетных двигателей, систем безопасности автомобилей, космических технологий, а мгновенная скорость горения является важным параметром для таких применений. Получение данных с ошибкой около 1% - это желаемый результат для измерительных методов, использующие проникающие излучения, т.е. не оказывающие влияния на процесс горения. Ультразвуковой метод наиболее полно отвечает требованиям обеспечения высокой точности, дистанционности, безопасности, дешевизны, автоматизации обработки результатов испытаний [1]. Дальнейшее развитие метода ориентировано на совершенствовании алгоритмов выделения зашумленной временной координаты эхо-импульса, отраженного от горящей поверхности топлива [2].

В разработанных нами алгоритмах реализован новый подход к обработке временных серий на основе синтезированных вейвлетных базисных функций, наиболее адаптированных к принимаемым эхо-

импульсам [3,4]. Применение построенных базисов позволяет снизить погрешность, вызываемую случайными шумами. При этом не обязательно, чтобы формы присутствующего в сигнале эхо-импульса и базиса вейвлет-преобразования точно совпадали (чего просто невозможно добиться на практике). Достаточно того, чтобы базис достаточно хорошо отражал особенности эхо-импульса - асимметрию, количество периодов.

Дальнейший анализ структуры погрешности направлен на оценку устойчивости созданных вейвлетных базисов к влиянию шумов путем определения максимума вейвлет-спектра.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Коти Ф., Ерейдес Ч. Ультразвуковой метод измерения скорости горения: ошибки, шумы и чувствительность // Физика горения и взрыва.— 2000.— Т.36.— № 1.— С. 59 – 67.
2. Chen, Y.P. Gaudiose, M. Murphy, R. Schrader, L. Seirafi, R. White, K.P. Wu, P.K. Advances in developing a signal processing tool for rocket motor measurements // Systems and Information Engineering Design Symposium, 2004. Proceedings of the 2004 IEEE. – April 2004. – Pp. 149 – 155.
3. Ефимов В.Г., Гончаров М.Е., Александрович В.М. Сравнение эффективности применения некоторых вейвлет-преобразований в ультразвуковой толщинометрии энергетических установок // Известия Вузов.— Сер. Физика.— 2004.— №10.— С. 68-72.
4. V.G.Efimov, A.G.Mitin. Results of ultrasonic location of large-sized solid rocket motors at firing bench-tests . – Proceeding of NEM-2009 // Biarritz, France, 2009. – # NEM024.

УСТРОЙСТВО ИЗМЕРЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ФТОРА В МНОГОКОМПОНЕНТНОМ ГАЗЕ

Н.С. Криницын¹, О.П. Савитский², А.В. Николаев¹, В.Ф. Дядик¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²АО «Сибирский химический комбинат»,

Россия, Томская обл., г. Северск, ул. Курчатова, 1, 636039

E-mail: dyadik@tpu.ru

Ключевым процессом сублиматных производств гексафторида урана является высокотемпературное фторирование, предполагающее непрерывное поддержание оптимального соотношения фтора и урансодержащих агентов в реакторе [1]. Успешность ведения процесса фторирования определяется надежностью выбранного способа контроля концентрации фтора после стадии фторирования. Традиционным способом измерения концентрации является масспектрометрический, однако большие габариты, исключающие возможность установки измерительного устройства по месту, и высокие эксплуатационные затраты ставят вызов поиска альтернативных методов измерения.

Разработанное устройство измерения концентрации фтора основано на использовании показаний вибрационного плотномера 804 фирмы «Пьезоэлектрик» [2]. Устройство представляет собой термоизолированный шкаф, монтируемой вблизи технологической линии. Забор и возврат пробы контролируемой газовой смеси осуществляется методом эжекции. В качестве побудителя выступает инертный газ – азот. Плотномер смонтирован в термостатической камере, оснащенной датчиками температуры и давления.

Контроль параметров и управление процессами в измерительном устройстве осуществляется с помощью программируемого логического контроллера. В частности, обеспечивается коррекция плотности газовой смеси, поддержание температуры в измерительной камере и пробоотборных линиях, а также автоматическая калибровка измерительного устройства. Алгоритм расчета концентрации изложен в публикации [3].

Произведена сборка и пуско-наладка четырех опытных образцов измерительных устройств. Испытания подтвердили работоспособность устройств в составе системы стабилизации концентрации фтора на Сублиматном заводе АО «Сибирский химический комбинат». В настоящее время проводится опытная эксплуатация устройств.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Маслов, А. А. Химическая технология фторида водорода [Текст] : учеб. пособие / А. А. Маслов, Н. С. Тураев, Р. В. Оствальд. – Томский политех. ун-т. – Томск : Изд-во Томского политех. ун-та. – 2012. – 109 с.
2. Плотномер 804. Руководство по эксплуатации. РЭ 4215-804-2417260-2009 – 36 с.
3. Савитский, О.П. Метод измерения концентрации фтора в многокомпонентном газе по показаниям вибрационного плотномера [Текст] / Савитский О.П., Николаев А.В., Дядик В.Ф., Криницын Н.С. // Известия высших учебных заведений. Физика – Томск. – 2018. – Т. 61, № 12/2.– С. 85-92.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МНОГОКАНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ РЕГИСТРАЦИИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В MATLAB

М.И. Латыпова, Т.Х. Бадретдинов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: tahir@tpu.ru

Метод запаздывающих нейтронов нашел широкое применение в нейтронно-активационном анализе. Запаздывающие нейтроны представляют собой идеальный инструмент для исследования различных веществ, высокая эффективность которого обусловлена их уникальными свойствами, что дает возможность проводить избирательную регистрацию слабого нейтронного излучения проб исследуемого материала на фоне наведенной активности изотопов, излучающих β - частицы и γ - кванты. Малый период полураспада изотопов-предшественников запаздывающих нейтронов позволяет реализовать исключительно экспрессный и точный метод измерения делящихся элементов в различных объектах [1].

Многоканальная схема регистрации запаздывающих нейтронов представляет собой совокупность

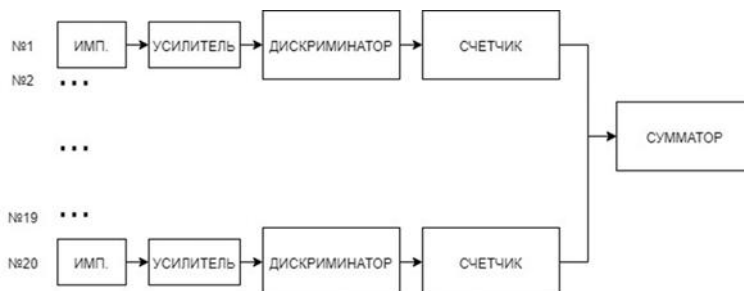


Рис. 1. Многоканальная схема регистрации запаздывающих нейтронов

20 счетных одинаковых каналов, один из которых показан на рисунке 1 [2].

Как показала многолетняя эксплуатация установки (на базе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т) для определения урана в геологических объектах актуальной является задача контроля счета в каждом канале измерительной части этой установки для стабилизации параметров устройств в отдельном канале. С этой целью была разработана модель в MATLAB, иллюстрирующая принцип стабилизации измерительного тракта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Амиэл С., Пейсах М. Аналитическое применение задержанных нейтронов / Атомная энергия – 1963. – т.14. –353 с.
2. Бадретдинов Т.Х. Стабилизация параметров измерительного устройства при регистрации запаздывающих нейтронов / Сборник тезисов докладов VI Международной научно-практической конференции Физико-технические проблемы атомной науки, энергетики и промышленности – 2014 г. – Томск

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА АККОМАДАЦИИ ПРИ МАТЕМАТИЧЕСКОМ МОДЕЛИРОВАНИИ ПРОЦЕССА ИСПАРЕНИЯ

А.С. Наумкин, Г.С. Потехин, Б.В. Борисов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: alexnaumserg93@tpu.ru

Термическое обезвреживание промышленных отходов является достаточно широким способом утилизации отходов, используя в качестве окислителя кислород воздуха, а горючего газообразные углеводороды. Данный процесс реализуется в факельной установке в технологическом процессе подготовки сырого природного газа до товарных характеристик [1, 2].

Предварительное определение характеристик горелочных устройств возможно с помощью математического моделирования физико-химических процессов окисления веществ [3].

Авторами проведено экспериментальное и теоретическое исследования процесса испарения капли ВМР с об. долей метанола в воде 1%. Из физического эксперимента определена геометрическая характеристика капли в условиях муфельной печи. Численный анализ проведен в среде «ANSYS fluent» с использованием алгоритмов Mixture в Multiphase model с использованием неявных сил, Energy, Radiation, P1, реализующихся в среде fluent. Численные эксперименты проводились при коэффициентах аккомодации 0,1; 0,105; 0,1065 и сопоставлены с результатами физического моделирования.

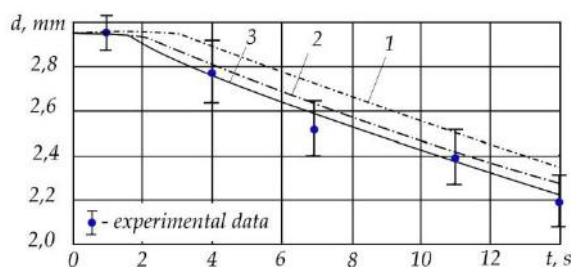


Рис. 1. Динамика изменения диаметра капли при испарении: 1.- $Ac=0,10$; 2.- $Ac=0,105$; 3.- $Ac=0,1065$

Наилучшая корреляция результатов численного моделирования с физической моделью достигается при коэффициенте аккомодации равном 0,1065.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Иванов В. П., Дронченко В. А. Утилизация сточных вод с нефтесодержащими отходами эмульгированием и сжиганием //Вестник Белорусской государственной сельскохозяйственной академии. – 2015. – №. 4.
2. Бахонина Е. И. Современные технологии переработки и утилизации углеводородсодержащих отходов. Сообщение 1. Термические методы утилизации и обезвреживания углеводородсодержащих отходов //Башкирский химический журнал. – 2015. – Т. 22. – №. 1.
3. Кулешов О. Ю., Седелкин В. М. Математическое моделирование процессов горения и теплообмена в открытых факельных установках //Вестник Самарского государственного технического университета. Серия: Технические науки. – 2012. – №. 1. – С. 196-202.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИСПАРЕНИЯ КАПЛИ ВОДОСПИРТОВОГО РАСТВОРА В КАМЕРНОЙ ПЕЧИ

А.С. Наумкин, Г.С. Потехин, Ж.А. Косторева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: alexnaumserg93@tpu.ru

На установке комплексной подготовки газа №6, компании ООО "Газпром добыча Ямбург" используется горизонтальная факельная установка 5 с помощью которой реализуется термическое обезвреживание промышленных отходов в виде метанольной воды. Повышение эффективности теплотехнического оборудования является неотъемлемой задачей эксплуатационного персонала установки.

Целью данной работы является разработка теоретических основ создания малоотходных (безотходных) технологических установок для термического обезвреживания технологических отходов газодобычи.

Для определения достоверности результатов моделирования рассматривалось испарение в камерной печи. Математическая модель физико-химических процессов окисления веществ реализована в программном комплексе ANSYS fluent» с использованием алгоритмов Mixture в Multiphase model с использованием неявных сил, Energy, Radiation, P1 [1,2].

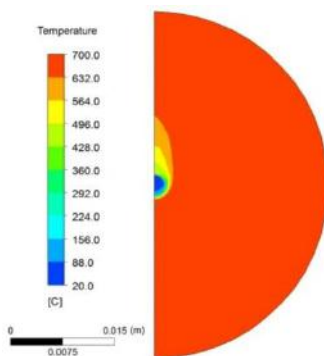


Рис. 1. Температурное распределение в ANSYS fluent при помещении капли в печь через 5с

Получены температурные поля при проведении экспериментов в среде ANSYS fluent. В результате экспериментов определены скорости испарения капли раствора. Разработаны рекомендации по использованию полученных результатов для повышения эффективности работы теплоэнергетического оборудования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Lee W. H. A Pressure Iteration Scheme for Two-Phase Flow Modeling (Technical Paper No. LA-UR-79-975) //Los Alamos, New Mexico, USA: Los Alamos National Laboratory. – 1979.
2. I. Tanasawa. «Advances in Condensation Heat Transfer». Advances in Heat Transfer. 21. 55–139. 1991

РАЗРАБОТКА МИКРОСЕРВИСОВ ДЛЯ РАБОТЫ С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ СЕРВЕРАМИ, ОСУЩЕСТВЛЯЮЩИМИ ОБМЕН ДАННЫМИ ПО СПЕЦИФИКАЦИЯМ OPC DA, OPC HDA, OPC UA И OPC UA HISTORICAL

В.В. Сальников, А.В. Кузьмина, Р.Р. Миниханов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: avkuzmina@tpu.ru

При организации единого диспетчерского аналитического центра существует сложность при обеспечении взаимодействия между подсистемами объекта, так как некоторые из них могут базироваться на разных платформах, что может осложнить обмен данными между ними и ухудшению их взаимодействия.

Существующие программные пакеты, реализующие транспортировку данных с OPC серверов в формате JSON и XML, которые используются для открытия доступа к данным легковесные интерфейсы, направлены на работу с облачными хранилищами и базами данных. К тому же в данном случае протоколы обмена данными становятся тяжеловесными, и возникает необходимость хранения и дополнительной обработки этих данных, а также в улучшении системы защиты обмена данными. Помимо этого, отсутствует возможность настройки гибкой системы доступа к данным для клиентов.

Таким образом, разрабатываемое программное решение должно обеспечить кроссплатформенность системы, достигаемой путем возможности передачи данных с OPC-серверов другим систем, не поддерживающим технологию DCOM. Разрабатываемый программный пакет является частью распределенной системы и предполагается работа по сети, поэтому будет использоваться архитектурный стиль REST, позволяющий использовать большой ряд преимуществ перед крупными монолитными приложениями, возможность расширения приложения в процессе разработки. При данном подходе приложения используют легковесные протоколы обмена данными HTTP и HTTPS, что так же уменьшает нагрузку, вносимую в сеть.

В результате программный продукт будет представлять собой 4 микросервиса, каждый из которых будет использовать один из типов промышленных протоколов соответственно. Микросервисная архитектура программного комплекса наилучшим образом отвечает предъявляемым требованиям, так как проще масштабируется, проще вносить изменения в отдельные компоненты, более устойчива к ошибкам в работе с серверами. Внутренняя архитектура микросервисов представляет собой программные модули. Для каждого модуля зоной ответственности будет соответствующая функциональная группа. Такое

разделение зон ответственности позволит обеспечить прозрачность отслеживания представленных требований, а также улучшит тестируемость. Помимо этого, разрабатываемые модули можно будет использовать повторно и легко изменять, так как изменения модуля, не будут нести за собой изменения остальных модулей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Фатыхов М.Б. Протоколы связи в АСУТП [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://plcsystems.by/articles/651> – 07.08.20.

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ МАЛЫХ РАСХОДОВ РАДИОАКТИВНЫХ ЖИДКОСТЕЙ

Г.В. Сумин, А.А. Денисевич

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: gvs9@tpu.ru

Одной из ключевых особенностей проекта ПРОРЫВ, одна из ключевых задач которого – реализация замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), является малая производительность аппаратов и как следствие малые выходные материальные потоки, измерение которых является важным для поддержания корректных технологических режимов. Измерение малых расходов (до 18 л/ч) растворов радиохимических производств, является специфичной задачей, так как накладываются определенные ограничения на использование оборудования для проведения измерений, из-за агрессивности и радиоактивности применяющихся растворов. Таким образом, возникает необходимость разработки прибора для измерения малых расходов с учетом особенностей технологических растворов производств.

Для разработки измерителя малых расходов используется датчик дифференциального давления ДМ5017 и расходомер с гидравлическим сопротивлением представляющего шнек с капилляром. Проходя через гидравлическое сопротивление, образуется перепад давления, величина которого зависит от величины расхода. Для регистрации перепада давления подведены измерительные каналы. Для защиты сенсорного блока от попадания агрессивного раствора и предотвращения его выхода из строя используется промывочная жидкость, которая подается насосом из бака с разделительной жидкостью через сенсорный блок датчика дифференциального давления. Подача разделительной жидкости осуществляется периодически, чтобы не вносить погрешность в измерения расхода.

Для управления и снятия выходных характеристик с измерителя малых расходов используется программируемый логический контроллер фирмы «ОВЕН» ПЛК 154-220 А.М.

Рабочий раствор прокачивается через контур с помощью перистальтического насоса LeadFluid BT100F, управление которым происходит с помощью ПЛК по протоколу Modbus RTU. Перепад давления, полученный на капиллярном расходомере, передается датчиком ДМ 5017 в ПЛК для дальнейшей обработки, также, по протоколу Modbus RTU. Данные для визуализации и архивирования передаются с ПЛК на ПК по протоколу Modbus TCP/IP.

Для управления работой стенда используется ПК, с установленной SCADA-системой, связанный с ПЛК. Для связи датчика и насоса с ПЛК используется интерфейс RS-485 и протокол Modbus.

В качестве SCADA-системы используется TRACE MODE 6. SCADA TRACE MODE позволяет управлять работой элементов стенда, а также наглядно показывает их работу и текущие состояние.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Монахов В. И. Измерение расхода и количества жидкости, газа и пара. М.–Л., Госэнергоиздат, 1962, 128 с.
2. Перистальтические насосы. – URL: https://encepumps.ru/peristalticheskiy_nasos/ (дата обращения 25.07.2020)
3. Параметры «ОВЕН» ПЛК 154-220 А.М. – URL: http://www.owen.ru/catalog/programmiruemij_logicheskij_kontroller_oven_plk_154/74961994 (дата обращения 25.07.2020)

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ УРОВНЯ И ПЛОТНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ РАСТВОРОВ

Г.В. Сумин, А.А. Денисевич

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: gvs9@tpu.ru

Развитие ядерной и химической отраслей в наше время позволяет получать уникальные продукты, находящиеся на стыке производств. Вещества, получаемые на производствах ядерно-химической отрасли, применяются при производстве медицинских препаратов, моделировании процессов происходящих в космосе и множестве других направлений. Однако на предприятиях данных отраслей существует проблема, связанная с необходимостью измерения плотности и уровня агрессивных технологических растворов. Классические методы измерения плотности и уровня зачастую неприменимы из-за высокой радиоактивности и высокой химической активности, которые ставят ограничения на применяемую аппаратуру. Для решения данной проблемы была разработана установка для измерения плотности и уровня с учетом всех заявленных требований.

Для функционирования установки используются две емкости: емкость с водой для промыва капилляров и емкость с исследуемой жидкостью. Управление подачей жидкостей из емкостей происходит с помощью ПЛК и реле. Команды управления ПЛК получает от ПК, на котором расположена SCADA система для взаимодействия оператора и установки.

Для определения плотности и уровня используются датчики перепада давления ДМ 5017, щупы которых заведены в герметичную емкость с исследуемой жидкостью. Данные о перепаде давления поступают с датчика напрямую на ПК через интерфейс RS-485 по протоколу Modbus RTU.

Щупы внутри герметичной емкости располагаются следующим образом: два погружено в жидкость на разном уровне, один сообщается с атмосферой. Зная разность давления между щупами, используя формулу гидростатического давления можно получить данные о плотности жидкости и в дальнейшем, зная плотность, определить текущий уровень жидкости.

Управление насосами для подачи жидкости в герметичную емкость осуществляется с помощью реле расположенных в модуле расширения датчика ДМ 5017.

Для визуализации процесса управления используется SCADA-система TRACE MODE 6, загруженная на ПК оператора установки. Связь между ПК и датчиками осуществляется с помощью преобразователя интерфейса USB – RS-485.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Виды и разновидности датчиков измерения уровня жидкости [Электронный ресурс] – Режим доступа: https://rusautomation.ru/datchiki_urovnya/datchiki-urovnya-zhidkosti, свободный. – Загл. с экрана (дата обращения: 6.05.2020).
2. Методы контроля технологических параметров ядерных энергетических установок: учебное пособие / А.А. Денисевич, Е.В. Ефремов, С.Н. Ливенцов; Национальный исследовательский Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2014.

СИСТЕМА АВТОМАТИЧЕСКОГО ДОЗИРОВАНИЯ ПЛАВИКОВОШПАТОВОГО КОНЦЕНТРАТА ПЕЧНЫХ АГРЕГАТОВ ПРОИЗВОДСТВА БЕЗВОДНОГО ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА

Д.И. Тетерин, Н.С. Криницын, В.Ф. Дядик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: TeterinDI@yandex.ru

Получение фтористого водорода на Сублиматном заводе Сибирского химического комбината осуществляется разложением плавиковошпатового концентрата (ПШК) серной кислотой в печных агрегатах производства безводного фтористого водорода (БФВ)[1]. От качества поддержания на заданном уровне расхода ПШК зависит качество получаемого продукта и срок службы технологического оборудования. Существующая методика управления расходом ПШК, путем ручной корректировки частоты вращения шнеков дозаторов, не удовлетворяет требованиям к качеству управления.

Рассмотрев различные варианты стратегий управления расходом ПШК, было решено применить систему автоматического управления (САУ) с переменной структурой. Во время опустошения бункера структура САУ представлена одноконтурной системой управления, построенной на принципе «по отклонению» с использованием ПИ-регулятора, критерием управления которого является величина рассогласования заданного расхода ПШК от расчетного по показаниям весоизмерительных устройств[2]. Во время пополнения бункера происходит останов расчета расхода и управляющего воздействия с сохранением предыдущих выходных параметров регулятора. Определение начала и окончания процесса пополнения расходных бункеров происходит автоматически по набору условий, учитывающих состояние транспортного шнека и динамику изменения расчетных расходов ПШК. Метод фильтрации данных с весоизмерительных устройств выбран на основе анализа результатов применения наиболее зарекомендовавших себя на практике методов фильтрации к производственным данным[3].

По производственным данным, полученных в разомкнутом контуре управления, составлена математическая модель процесса дозирования плавиковошпатового концентрата как объекта управления с использованием программного комплекса Matlab Simulink. Произведен структурный и параметрический синтез регулятора. Методом математического моделирования произведены испытания САУ с последующим уменьшением пропорционального коэффициента с целью снижения динамики управляющего воздействия. В ходе производственных испытаний САУ доказана эффективность и работоспособность разработанной системы автоматического дозирования ПШК.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Маслов, А. А. Химическая технология фторида водорода [Текст] : учеб. пособие / А. А. Маслов, Н. С. Тураев, Р. В. Оствальд ; Томский политех. ун-т. – Томск : Изд-во Томского политех. ун-та, 2012. – 109 с.
2. Ким, Д. П. Теория автоматического управления. [Текст] – Т. 1. Линейные системы. – 2-е изд., испр. и доп. – М. : ФИЗМАТЛИТ, 2019. – 312 с.
3. Изерман, Р. Цифровые системы управления [Текст] : [пер. с англ.]. – М. : Мир, 1984. – 541 с. : ил.

МОНТЕ-КАРЛО МОДЕЛИРОВАНИЕ ВТОРИЧНОЙ ИОНИЗАЦИИ ТРИТИЯ В ТВЕРДОТЕЛЬНОЙ МИШЕНИ ПУЧКОМ ИОНОВ В СПО SRIM

Д.С. Флусова, Г.Н. Дудкин, Д.К. Чумаков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dsf7@tpu.ru

В настоящее время интерес для ядерной физики представляет изучение реакций $T(p, \gamma)^4\text{He}$, $T(^3\text{He}, \gamma)^6\text{Li}$ в диапазоне энергий порядка десятков кэВ с целью экспериментального определения сечений. Для исследования данных реакций используется импульсный ускоритель ИДМ-40, способный создавать пучки налетающих на тритиевую мишень ионов интенсивностью порядка 10^{14} ионов за один импульс. Тритиевая мишень представляет собой молибденовый диск, на который наносится титановое напыление, в кристаллическую решетку которого внедряется тритий с образованием устойчивого соединения $\text{TiT}_{1.7}$ [1].

В результате упругого рассеяния налетающих ионов на ядрах мишени может происходить выбивание трития, что приводит к протеканию побочных реакций, в частности, $T(T, np)^4\text{He}$. Нейтронный фон от побочных реакций необходимо учитывать при проведении исследований. Для этого требуется уточнить число рассеянных из мишени за каждый импульс ускорителя ядер трития под действием налетающих ионов [1].

Расчет выхода трития был произведен путем моделирования методом Монте-Карло попадания протонов с заданной энергией в мишень (напыление со стехиометрией $\text{TiT}_{1.7}$ толщиной 1.5 мкм) и подсчета вылетевших из мишени ядер трития в программе TRIM, входящей в инструментарий SRIM. Аналогичные значения выхода были рассчитаны аналитически с помощью Резерфордовского сечения упругого рассеяния.

В результате были получены значения числа выбитых из мишени ядер трития для типичного импульса интенсивностью 10^{14} протонов. На рис. 1 сравнены результаты, полученные при моделировании в СПО SRIM и при расчете с помощью сечения Резерфорда. Полученные значения согласуются с результатами масс-спектрометрического анализа остаточных газов в вакуумной камере ускорителя после выстрела.

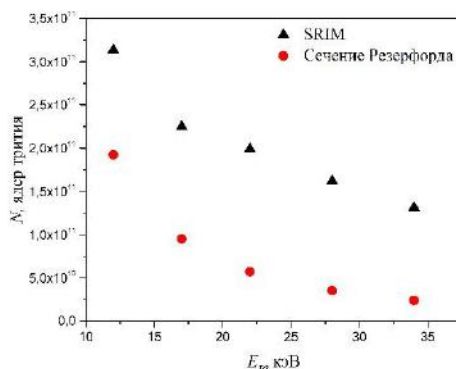


Рис. 1. Число атомов трития, выбиваемых пучков 10^{14} ионов из мишени: круги – расчет в SRIM, квадраты – расчет по сечению Резерфорда.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. V. M. Bystritsky et al. Pulsed ion hall accelerator for investigation of reactions between light nuclei in the astrophysical energy range // Physics of Particles and Nuclei: Scientific Journal. — 2017. — Vol. 48, iss. 4. — pp. 659–679.

МОДЕЛИРОВАНИЕ АППАРАТУРНЫХ СПЕКТРОВ И ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ГАММА-КВАНТОВ СБОРКАМИ NaI(Tl) ДЕТЕКТОРОВ В ИНСТРУМЕНТАРИИ GEANT4

Д.К. Чумаков, Г.Н. Дудкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dkc1@tpu.ru

В настоящее время особый интерес как для ядерной физики, так и для астрофизики представляет изучение реакций синтеза легких ядер в астрофизической области энергий (порядка единиц – десятков кэВ в с.д.и). В то же время ожидается, что сечения этих реакций при соответствующих энергиях в с.д.и не будут превышать сотен нанобарн, а получение достоверных спектров γ -квантов может быть осложнено присутствием нейтронного фона от побочных реакций с участием дейтерия или трития [1]. В связи с этим, требуется создание системы детекторов, которая бы максимально эффективно регистрировала γ -кванты с энергиями до 20 МэВ. Наиболее предпочтительным и быстрым способом для оценки эффективности по сравнению с экспериментальными расчетами можно считать моделирование регистрации γ -квантов с применением метода Монте-Карло.

В инструментарии Geant4 были созданы модель вакуумной камеры установки для исследования реакций синтеза легких ядер и 8 детекторов NaI(Tl) (размер кристаллов $10 \times 10 \times 40$ см³), расположенные вокруг мишенного узла вакуумной камеры различными способами, а также добавлены свинцовый конвертер толщиной 2 мм и органический сцинтиллятор для оценки снижения эффективности при их добавлении в систему регистрации. Симуляция разброса энергий в аппаратном спектре достигалась путем розыгрыша поглощенной энергии в нормальном распределении в соответствии с σ , найденным как

функция энергии при снятии спектра AmBe источника. Полная эффективность определялась как отношение числа отсчетов в спектре выше порогового значения к числу первичных частиц в симуляции.

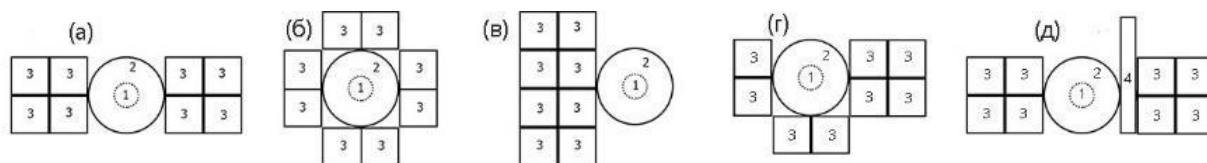


Рис. 1. Варианты расположения детекторов в сборках, вид спереди: 1 – мишень-источник, 2 – крышка вакуумной камеры, 3 – детекторы NaI(Tl), 4 – органический сцинтиллятор со свинцовым конвертером

Наибольшая эффективность регистрации γ -квантов была достигнута при использовании сборки (б), что свидетельствует о преимущественном влиянии телесного угла детекторов на эффективность и о достаточности слоя NaI(Tl) толщиной в 10 см для регистрации γ -квантов в диапазоне энергий до 20 МэВ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. V. M. Bystritsky et al. Pulsed ion hall accelerator for investigation of reactions between light nuclei in the astrophysical energy range // Physics of Particles and Nuclei: Scientific Journal. — 2017. — Vol. 48, iss. 4. — pp. 659–679.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК РАЗЛИЧНОГО ТИПА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SOLIDWORKS

Р. С. Шурыгин, О.Ю. Долматов

Национальный Исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: rss7@tpu.ru

Важной задачей для мирного атома является повышения эффективности работы АЭС, которая, в первую очередь, связана с разработкой новых улучшенных видов ядерного топлива. Это приводит к необходимости моделирования изменений теплофизических параметров активной зоны при переходе от традиционных топливных композиций к новым, перспективным.

Промышленное моделирование стало очень популярным и важным инструментом, так как помогают делать предварительные прогнозы с наименьшими физическими и материальными затратами, минимальными рисками. Однако выбор подходящего и достоверного САПР – сложная задача. Поэтому перед решением теплофизических задач будущего топлива, нужно совершить верификацию результатов программы с литературными данными уже известной реакторной установки.

В работе производились расчеты двух термодинамических задач ВВЭР-1000 с использованием САПР SolidWorks: модель с наличием газового отверстия в топливе и без.

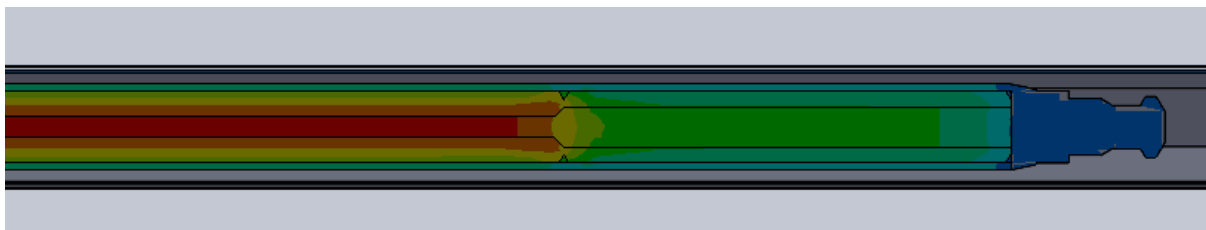


Рисунок 1. Результаты расчета элементарной ячейки ВВЭР-1000

Бóльшие значения температур в случае отсутствия газового отверстия в топливной таблетке, нежели в случае его применения. Однако, в случае применения отверстия полученные данные приближались к реальным эксплуатационным значениям.

Безусловно данные модели требует корректировки многих параметров. Однако, картина довольно близка с теплофизической картиной, получаемой при работе реактора, что дает возможность как для последующего использования программы для теплогидравлических расчетов, так и для дальнейшего моделирования процессов [1].

Следующим шагом стало моделирование топливной таблетки нового японского газового реактора HTTR и анализ выходных данных.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000 / В.И. Белозеров, М.М. Жук, Ю.А. Кузина, М.Ю. Терновых. – Монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2014 – 288 с.

Секция 4.

**Новые материалы и
технологии**

HYDRODYNAMIC AND BOILING PROCESSES ON THE SURFACE OF NANOCOMPOSITE SILICON-CARBIDE CERAMIC

A.M. Abdelmagid, E.G.Orlova

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Ave. 30, 634050

E-mail: AbdelrahmanHamed@sci.asu.edu.eg

Silicon carbide ceramics (SiC) is unique composite that has many chemical and mechanical peculiarities that inspire the scientific researchers to study it from all directions [1]. In this work, we studied hydrodynamic and thermal processes on the surfaces of SiC ceramics: wetting properties, characteristics of liquid movement and nucleate pool boiling (heat transfer in deionized water under atmospheric pressure). SiC ceramics were made by spark plasma sintering using the GT advanced Technologies SPS10-4 system from a powder obtained by plasmodynamic synthesis [2] with an average grain size of 70 nm. The later knowledge contribute to know more information about: static contact angles (SCA) in range of ($46^{\circ} - 74.9^{\circ}$), free surface energy (SFE) in range of (35.36–56.13 mN/m), and three-phase contact line speed in range of ($0,02 \cdot 10^{-3} - 0.005$ m/s), as well as opening new fields to receive new knowledge about roughness characteristics such as maximum height (Sz) that is changed in range of (23.4 – 41.5 μ m) and influence boiling process on it that is textured by laser irradiation. The wettability was estimated by the value of the SCA obtained by shadow optical method (high-speed video camera and plane-parallel light) [3], when a 10- μ l drop of distilled water was placed. The SFE was calculated according to the OWRK (harmonic average method) and the Wu (geometric mean method) [4].

The characteristics of liquid movement (three-phase contact line movement in “water/SiC/air” system and dynamic contact angle) were obtained by pumping/pumping out liquid on the surfaces using a high-precision syringe pump. Shadow images of droplet for wetting and spreading experiments were processed using goniometry methods. The pool boiling process was studied according to thermocouples readings and visualization by high-speed video camera. The exceptional properties of SiC (high melting temperature, good thermal conductivity and corrosion resistance) give the basis for studying the possibility to use it in core cladding reactor.

REFERENCES

1. Garshin A. P., Gropyanov V. M., Zaitsev G. P., Semenov S. S. Ceramics for mechanical engineering. – Moscow: Naukhtelitzdat, 2003. – 384 p.
2. Sivkov A, Nikitin D, Shanenkov I, Ivashutenko A, Rakhmatullin I, Nasyrbayev A. optimization of plasma-dynamic synthesis of ultradisperse silicon carbide and obtaining SPS-ceramics based on it // international journal of refractory metals and solid materials. – 2019. – Vol. 79. – P. 123–130.
3. Orlova E. G, Feoktistov D. V, Kuznetsov G.V. Nanosecond laser radiation as a method of texturing a metal surface for use in drip cooling systems // Seventh Russian national conference on heat exchange: proceedings. Moscow, October 22-26, 2018 – Moscow, 2018. - Vol. 3. - P. 434-436.
4. Kseniya Batishcheva, and Anastasiya Islamova. Investigation of free surface energy of rough aluminum alloy substrate // AIP Conference Proceedings. Tomsk, 09 August, vol. 2135. – P. 02001

A REVIEW ON ZIRCONIUM-ALLOY-BASED COATING SUBSTITUTES FOR FUTURE LWR FUEL CLADDING DESIGN

B. K Afornu, M. Elhaddad, A. M. Lider
National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050
Email: brightafornu@yahoo.com

Major concerns of Advanced Light Water Reactors (ALWRs) and Generation IV reactor concepts are based on the kind of materials involved in the cladding of the fuel operating at higher temperature compares to the existing LWRs. The future nuclear fuel cladding ought to meet the following design specifications such as tolerable chemical compatibility, corrosion resistance, tolerable strength, ductility, fatigue cracking, toughness, creep fatigue interaction, helium embrittlement in the presence of coolants and process fluids [1]. Nuclear fuel cladding materials necessitates absolute robustness to prevent accidents related to mechanical failures. Coating of material surfaces can improve the properties and extend the longevity of the materials from harsh conditions in various fields of application. This study features some selected materials including Silicon Carbide (SiC), Chromium (Cr), Molybdenum, and Austenitic Stainless Steel (AISI-348) deposition on Zr-based alloy for cladding purposes. The research also discussed the materials strength and challenges towards the 3D printing employed to ensure their integrity under the harsh reactor condition [2]. The findings involved in this study will help to throw more light on deposition techniques that will be engaged in the fabrication of future LWR cladding components including some of the challenges that need to be overcome in order to achieve cladding safety, sustainability and economics as part of the Gen. IV reactor concept goals [3].

REFERENCES

1. U.S. Department of Energy, "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems," Generation IV International Forum, GIF-002-00, December 2002.
2. Cheng B. Fuel behavior in severe accidents and Mo-alloy based cladding designs to improve accident tolerance. *Atw. Internationale Zeitschrift fuer Kernenergie*. 2013;59(3):158-60.
3. Kelly JE. Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation. *Progress in Nuclear Energy*. 2014 Nov 1; 77:240-6.

CONTROL OF BACTERIAL SENSITIVITY TO QUINOLONES BY MAGNETIC MAGNESIUM ISOTOPE ²⁵Mg

U.G. Letuta

Orenburg State University
Russia, Orenburg, Pobedy st., 13, 460018
E-mail: shevulyana@yandex.ru

First magnetic isotopes effects on biological objects were demonstrated in experiences with the phosphorylating enzymes and magnesium isotopes [1]. Magnesium possesses three stable isotopes: ²⁴Mg, ²⁵Mg and ²⁶Mg; of them only ²⁵Mg has a magnetic nucleus (spin I=5/2). Participation of the magnetic magnesium isotope ²⁵Mg stimulates the synthesis of ATP and inhibits the synthesis of DNA [1]. *In vivo* experiments on *E. coli* bacteria showed that microorganisms are sensitive to presence of the magnetic magnesium isotope [2]. The mechanism of these effects was explained by the magnetic nucleus participation in enzymatic process with electron transfer. The

hyperfine interaction of the magnesium nuclear spin with electron spin changes the spin multiplicity of the pair and, as a result, affects the rate constants of enzymatic reaction [3].

Antibiotic resistance is one of the basic physiological properties of bacteria which turned out to be magnetically sensitive [4]. The combined effect of antibiotics and magnesium isotopes leads to changing antibacterial drug efficiency. The observed effects depend on the target of antibiotic action and nuclear magnetic moment presence of magnesium. The aim of this work is to use magnesium isotopes to strengthen quinolone antibiotics. Quinolones act by converting their targets, gyrase and topoisomerase IV, into toxic enzymes that fragment the bacterial chromosome.

The combined effect of most antibiotics from the quinolones group and magnesium isotopes on the growth and morphology of bacteria *E. coli* and *B. subtilis* was studied. Experimental data have been obtained demonstrating the increased bacteria sensitivity to some quinolones antibiotics in the presence of magnetic magnesium isotope. For example, the minimum inhibitory concentration for ciprofloxacin was less when ^{25}Mg was added to the nutrient medium. The mechanisms of magnetic isotopic effects of ^{25}Mg are discussed: its effect on the enzymatic activity of Mg-dependent enzymes involved in protection of the cells from the action of antibiotics. The method for potentiating ciprofloxacin using a magnetic isotope of magnesium is proposed.

This work was financially supported by the Council for grants of the President of the Russian Federation, № SP-225.2019.4.

REFERENCES

1. Buchachenko A.L. Magneto-Biology and Medicine. - New York: Nova Science, 2014. – 248 p.
2. Letuta U.G., Berdinskiy V.L. Magnetosensitivity of bacteria *E. coli*: magnetic isotope and magnetic field effects // Bioelectromagnetics. – 2017. – V. 38. – P. 581–591.
3. Letuta U.G., Berdinskiy V.L., Udagawa C., Tanimoto Y. Enzymatic mechanisms of biological magnetic sensitivity // Bioelectromagnetics. – 2017. – V. 38. – P. 511–521.
4. Letuta U.G., Binder A.S., Tikhonova T.A. Effect of magnesium isotopes on antibiotic sensitivity of *e. coli* // Microbiology. – 2020. – V. 89. – P. 273–277

SYNTHESIS OF COMPLEX OXIDE COMPOSITIONS FOR URANIUM-THORIUM NUCLEAR FUEL IN TORCH PLASMA DISCHARGE

A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

E-mail: aet13@tpu.ru

Today, a significant part of nuclear energy is produced by nuclear power plants using ceramic nuclear fuel from uranium dioxide enriched in the uranium-235 isotope. Such fuel has a number of disadvantages, among which it is low thermal conductivity and the need for expensive isotope enrichment.

At the same time, a promising direction for the further development of nuclear energy is the tendency to create dispersion nuclear fuel, which is a nuclear fuel composition in which the fissile phase is in the form of particles (metal, compound) uniformly distributed in a matrix of non-fissile material. Such fuel has good mechanical properties, and the matrix material determines the radiation resistance and high thermal conductivity of the fuel [1].

The main technologies for producing oxide compositions for dispersion nuclear fuel are: thermal decomposition, reduction of oxides, electrolytic production from molten salts, sol-gel process. Common disadvantages of these technologies are: multi-staging, high cost of processing raw materials, uneven distribution of phases in the product, the need to use a large number of chemicals.

At the same time, the technology for the synthesis of oxide compositions in air plasma has the following advantages: one-staging, homogeneous phase distribution with a given stoichiometric composition, the ability to actively influence the particle size and morphology [2,3].

It should be noted that the processing of nitric acid solutions in plasma is quite expensive. To reduce energy consumption, an organic component is added to the composition of the solutions, which, oxidizing in the air plasma, adds additional energy, allowing to increase the consumption of the processed solution and, thus, increase the yield of the target product.

The work was carried out thermodynamic modeling of the process of plasma-chemical synthesis of complex oxide compositions from water-organic nitrate solutions (WONS), consisting of fissile material and matrix material. Uranium and thorium oxides were considered as fissile inclusions, magnesium oxide was used as the matrix material, acetone was used as an organic additive.

As a result of the simulation, the optimal WONS compositions based on uranyl, thorium and magnesium nitrates, as well as acetone, were calculated. The optimal modes of WONS plasma treatment were determined as well. The results of the studies can be used to calculate the plasma chemical synthesis of complex oxide compositions for dispersion nuclear fuel.

This work was supported by the Russian Science Foundation (project No. 18-19-00136).

REFERENCES

1. Alekseyev S.V., Zaytsev V.A., Tolstoukhov S.S. Dispersion nuclear fuel. – Moscow: Tekhnosfera, 2015. – 248 p.
2. Kosmachev P.V., Vlasov V.A., Skripnikova N.K. // Russian Physics Journal. – 2017. – Vol. 60. – No 2. – P. 46–50.
3. Novoselov I.Yu., Podgornaya O.D., Shotlgauer E.E., Karengin A.G., Kokarev G.G. Plasma utilization and magnetic separation of modeling spent nuclear fuel wastes // Russian Physics Journal. – 2014. – Vol. 57. – No. 2/2. – P. 26–30.

PLASMA IMMOBILIZATION OF SILTS IN STORAGE POOLS WITH LOW RADIOACTIVE WASTE

A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov
National Research Tomsk Polytechnic University,
634050, Russia, Tomsk, 30 Lenin Avenue
E-mail: aet13@tpu.ru

During exploitation of equipment at nuclear fuel cycle (NFC) plants a lot of liquid radioactive wastes (LRW) were accumulated and located at the bottom in storage pools. They consist of Fe (3–17 %), Si (2.8–8.5 %), Ca (0.2–3.2 %), Mg (1–2.8 %), Na (0.7–1.9 %), P (0.1–0.9 %), etc. [1].

Different recycling methods such as sorption, electrochemical, chemical are known [2]. To stabilize and convert silts into sustained forms preventing migration of radionuclides from wastes different methods involving

high-temperature processing of ceramic and glass matrixes are used [3]. The common disadvantages of such methods are multistage and high recycling cost.

As it is shown in [4] plasma utilization of wastes in the form of optimal water organic inflammable compositions (WOC) having adiabatic combustion temperature of about 1200 °C provides their effective and environmentally safe utilization.

The second stage contains evaluation of the feasibility for plasma immobilization of solid products obtained after the utilization process. The immobilization process at the metal chlorides which are resistant to radiation exposure means that the main condensed products after plasma immobilization are localized in NaCl (a) and KCl (b) melts. Condensed product is a result of model silt plasma utilization process.

All experiments were conducted with the help of laboratory plasma bench. Plasma bench included the high-frequency generator, high-frequency torch plasmatron and also other auxiliary equipment and control devices. The samples with different content were prepared and consisted of sodium chloride, simple and complex oxide powders obtained after plasma utilization of silts. These 100 gram samples were placed into quartz glass pot and then located under air plasma flow generated by high-frequency jet plasmatron. During the experiments a temperature of heated surface of sample was measured with a portable infrared pyrometer.

At the surface temperature of NaCl lower than 750 °C, plasma immobilization process of the samples with solid dispersed products proceeds with low intensity. Increasing air plasma stream capacity from 12 to 20 kW increases surface temperature up to 850–900 °C. That is why intensity of immobilization process increases.

The analysis of the obtained results shows that in 5 minutes after the start of experiment more than 80 % of all initial sample weight has been evaporating. In 10 minutes sample weight decreases to 14.6 g (losing 85.4 %), in 15 minutes – to 9.8 g (losing 90.2 %), in 20 minutes – to 4.7 g (losing 95.3 %). It shows that the plasma immobilization could be successfully applied to safety managing the silts in storage pools sharply decreasing their initial volume.

REFERENCES

1. E.A. Oreshkin, A.G. Karegin, I.V. Shamanin, The modeling and optimization of plasma utilization process of silts of liquid radioactive waste storage pools, Abstracts of IV International Conference of Young Atomic Scientists of Siberia, Tomsk, 2013.
2. S.A. Dmitriev, S.V. Stefanovskii, The treatment of radioactive waste, Publ. of D. Mendeleev University of Chemical Technology of Russia, Moscow, 2000.
3. E.G. Ovcharenko, I.L. Maizel', B.V. Karasev, Modified expanded perlite for containment of radionuclides, Industrial and Civil Engineering, 1994.

ПОДГОТОВКА ФРАГМЕНТОВ ОБОЛОЧЕЧНОГО ТОПЛИВА К ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ

П.В. Аксютин, А.С. Дьяченко, А.Ю. Жабин

Федеральное государственное унитарное предприятие "Горно-химический комбинат",

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662972

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Один из известных вариантов подготовки топлива заключается в переводе диоксида урана в значительно более реакционноспособный октаоксид триурана в атмосфере кислорода при температуре

773-873 К. Авторы [1] утверждают, что способ позволяет удалять из топлива летучие радиоактивные компоненты (^3H , ^{14}C , ^{129}I). Однако данный способ применим только для необолочечного топлива.

В работе [2] показана принципиальная возможность применения диоксида азота в качестве окислителя для трансформации таблетированного диоксида урана керамического качества, заключенного в циркониевую оболочку, в порошкообразный октаоксид триурана при более низкой температуре. Однако в литературе отсутствуют данные об исследованиях, направленных на определение влияния технологических параметров на скорость и полноту протекания конверсии диоксида урана в октаоксид триурана, чем и определена актуальность представленной работы.

Целью исследования – определение влияния температуры термохимической обработки необлучённых топливных фрагментов на скорость трансформации таблетированного спечённого диоксида урана, заключенного в циркониевую оболочку, в порошок октаоксида триурана и полноту его высвобождения из оболочки в атмосфере ($\text{N}_x\text{O}_y + \text{O}_2 + \text{CO}_2 + \text{H}_2\text{O}_{(\text{пар})}$).

Для проведения исследований использовали фрагменты необлученных твэл производства ОАО «НЗХК» длиной 50 мм с замятием по сечению торцов не более 30 %. Окислительную смесь $\text{N}_x\text{O}_y + \text{O}_2 + \text{CO}_2 + \text{H}_2\text{O}_{(\text{пар})}$ получали путем пропускания раствора смеси азотной и щавелевой кислот через каталитически активную насадку $\text{Pt/Cr}_2\text{O}_3/\text{ZrO}_2$ с последующим доокислением полученных газообразных продуктов на платиносодержащем катализаторе.

Эксперименты по термохимической обработке фрагментов необлучённого топлива проводили в аппарате-реакторе печного типа с горизонтальной осью вращения внутреннего контейнера.

Установлено, что проведение термохимической обработки имитатора фрагментированного топлива на основе диоксида урана керамического качества в атмосфере $\text{N}_x\text{O}_y + \text{O}_2 + \text{CO}_2 + \text{H}_2\text{O}_{(\text{пар})}$ при температуре 623-643 К в течение 3 часов позволяет полностью извлечь топливную композицию из оболочки (при 623 К непрореагировавший остаток – 0,92 % масс. от исходного количества топлива, при 643 К – 3,22 % масс.) в виде тонкодисперсного порошка (2-6 мкм). Гравиметрический и рентгенофазовый анализ показал, что полученный порошкообразный материал соответствовал брутто-формуле U_3O_8 .

Результаты исследований позволяют сделать вывод о перспективности термохимической обработки фрагментированного отработавшего ядерного топлива с замятием торцов до 30 % окислительной смесью $\text{N}_x\text{O}_y + \text{O}_2 + \text{CO}_2 + \text{H}_2\text{O}_{(\text{пар})}$ для подготовки топлива к операции растворения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Громов Б.В. Введение в химическую технологию урана / Громов Б.В. – Москва : Атомиздат, 1978. – 336 с.
2. Johnson J.A. Studies of reaction process for voloxidation methods: diss. PhD – Knoxville, 2013. – 121 p.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ СЕРЕБРА ИЗ ПЛУТОНИЙСОДЕРЖАЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТОВ ПЕРЕД ЭКСТРАКЦИОННЫМ ПЕРЕДЕЛОМ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ МОКС-ТОПЛИВА

В.Н. Алексеенко, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, Е.О. Григорьева

ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, Красноярского края, ул. Ленина, 53, 662972

e-mail: to0884@mcc.krasnoyarsk.su

В технологии производства МОКС-топлива при проведении электрохимического растворения диоксида плутония в присутствии серебра (II) на последующий экстракционный аффинаж поступает осветленный раствор, загрязненный серебром (I). Ввиду использования экстракционной системы на

основе трибутилфосфата в гексахлорбутадиене наличие серебра приводит к взаимодействию с хлорид-ионом, образующимся в результате радиолиза разбавителя, и накоплению осадков. Для обеспечения устойчивой работы и исключения нетехнологических остановок экстракционного каскада целесообразно изучить возможность удаления ионов серебра перед узлом экстракции.

Цель работы состояла в разработке способа извлечения серебра из концентрированных по плутонию растворов с высоким содержанием азотной кислоты с его последующей регенерацией для возвращения в технологический цикл на стадию растворения диоксида плутония.

Извлечение серебра проводили из технологических продуктов от электролитического растворения диоксида плутония при производстве МОКС-топлива путем восстановления серебра до металла системой восстановителей, состоящей из аскорбиновой кислоты и карбогидразида. Процесс регенерации серебра, включающий в себя осаждение, декантационное отделение осадка, его промывку и растворение в азотной кислоте, осуществляли при использовании аппарата из нержавеющей стали цилиндрической формы с коническим днищем, оснащенного разъемной крышкой, внешней рубашкой и барботажной линией. В исходный серебросодержащий раствор с концентрацией азотной кислоты 190-380 г/л вносили пероксид водорода до концентрации 2-11 г/л и термостатировали при 60 °С в течение 30 мин для стабилизации плутония (IV), в качестве антинитритного агента использовали раствор нитрата гидразина до концентрации 2-15 г/л, карбогидразид вводили до достижения мольного отношения к плутонию (1÷3):1, аскорбиновую кислоту – до мольного отношения к ионам серебра (0,9÷2,0):1, затем проводили нейтрализацию концентрированным раствором гидроксида натрия, который дозировали со скоростью 2-20 об.%/мин до остаточной концентрации азотной кислоты 130-224 г/л. Реакционный объем выдерживали в течение часа при перемешивании барботажным воздухом, затем полученную суспензию отстаивали в течение часа, декантировали 90 % объема раствора, промывали осадок дистиллированной водой и растворяли при нагревании 50-75 °С раствором азотной кислоты с концентрацией 250-440 г/л.

Особенность предложенного подхода заключается в создании активационного эффекта при нейтрализации азотной кислоты за счет достижения в локальном объеме условий, достаточных для формирования центров кристаллизации металлического серебра.

Разработанный способ извлечения серебра позволяет из сильноокислых плутонийсодержащих растворов выделить до 99,8 % серебра, из которого более 93 % перевести в регенерат для возвращения в электрохимическую ячейку. Закладка серебра в аппарате может быть снижена до уровня 1,2-1,4 %.

КОМПЛЕКСНЫЙ ПОДХОД ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОБЛУЧЕННЫМ РЕАКТОРНЫМ ГРАФИТОМ НА ФГУП «ГХК»

М.В. Антоненко, Е.В. Беспала, Ю.Р. Беспала

ФГУП «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: to0884@mcc.krasnoyarsk.su

Стратегической целью Правительства РФ является комплексное обеспечение ядерной и радиационной безопасности внутри страны путем решения первоочередных проблем ядерного наследия и создания новой техники и технологий по обращению с радиоактивными отходами, необходимыми для перевода объектов ядерного наследия в ядерно и радиационно безопасное состояние с их последующей

ликвидацией. В первую очередь, это касается исполнения государственных обязательств, связанных с последствиями прошлой деятельности. Для достижения поставленной цели Правительство РФ утвердило Федеральную целевую программу «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года» (т.н. ФЦП ЯРБ-2), неотъемлемой частью которой является вывод из эксплуатации (ВЭ) уран-графитовых реакторов (УГР) и сопутствующей инфраструктуры.

На сегодняшний день на ФГУП «ГХК» осуществляются работы по ВЭ промышленных УГР (ПУГР) АД и АДЭ-1, а также подготовка к ВЭ ПУГР АДЭ-2, включая объекты ТЭЦ с целью размещения новых наукоёмких и инновационных производств (например, исследовательского жидкосолевого реактора). При этом в рамках данных работ реализуются мероприятия по минимизации рисков и потенциальной опасности при обращении с облученным реакторным графитом, являющимся замедлителем и отражателем нейтронов в любом УГР. Указанные мероприятия можно разделить на два принципиально разных подхода: разработка новых способов обращения с облученным графитом в части снижения его потенциальной опасности и оптимизация ранее разработанных способов (создание и актуализация типовых программ комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО)).

В настоящее время на ФГУП «ГХК» разрабатываются и апробируются различные методы обращения с облученным реакторным графитом, к которым можно отнести: захоронение без обработки (приповерхностное или глубинное), термическая и пиролизическая обработка, реагентная (химическая) и электрохимическая дезактивация, высокотемпературная переработка и др [1, 2]. Кроме того, с целью сокращения времени ВЭ ядерно- и радиационно опасных объектов и дозовых нагрузок на персонал специалистами предприятия на основе анализа большого массива данных разрабатывается типовая программа КИРО хранилищ особых РАО, содержащих облученный реакторный графит. Это позволит выработать единый подход к проведению обследования пунктов хранения графитовых РАО, расположенных в горной выработке скального массива, бетонной шахте и/или траншее.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2660169 РФ, МПК G21F9/28. Способ дезактивации графитовых радиоактивных отходов / М.В. Антоненко, А.В. Леонов, Д.В. Жирников, Д.О. Чубреев, Е.В. Беспала, В.Н. Котов, А.П. Павленко. Заявлено 27.06.2019; Оpubл. 07.02.2020, Бюл. №4 – 12 с.
2. Пат. 2660169 РФ, МПК G21F9/28. Способ удаления углерода-14 из реакторного графита / И.А. Меркулов, Д.В. Тихомиров, С.И. Смирнов, А.С. Дьяченко, В.А. Малышева, А.С. Григорьев, Г.А. Апальков. Заявлено 24.08.2017; Оpubл. 05.07.2018, Бюл. №19 – 12 с.

СОЗДАНИЕ НА ФГУП «ГХК» ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОГО ПРОИЗВОДСТВА РЕМИКС-ТОПЛИВА

Г.А. Апальков, И.А. Меркулов

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

С учетом вариантов обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) – переработки и прямого захоронения – именно рециклирование урана и плутония позволит использовать энергетический потенциал содержащихся в ОЯТ делящихся материалов и обеспечить создание в РФ двухкомпонентной ядерной энергетической системы с реакторами типа БН и ВВЭР в замкнутом ядерном топливном цикле.

С учетом развития концепции РЕМИКС (REgenerated MIXture of U, Pu oxides) – оксидного уран-плутониевого топлива для реакторов типа ВВЭР [1] – по экспертной оценке, с учетом накопленных объемов ОЯТ после его переработки и вовлечения в ядерный топливный цикл регенерированных урана и плутония, возможна фабрикация 470 тыс. ТВС (с учетом добавляемого в топливную композицию природного урана) с обеспечением работы 140 реакторов (ВВЭР-1000, PWR) в течение 60 лет, экономия природного урана при этом может составить до 500 тыс. т, экономия по обогащению урана может составить до 520 млн ЕРР, объем высокоактивных отходов для захоронения может сократиться до 5 раз.

В соответствии с утвержденной Приказом Госкорпорации «Росатом» от 14.11.2014 № 1/1098-п программой «Расчетно-экспериментальное обоснование работоспособности РЕМИКС-топлива для реакторов ВВЭР-1000», проведены работы по определению изотопного состава РЕМИКС-топлива. По результатам работ для целей проведения опытной эксплуатации и освоения производства определен вариант изотопного состава, в котором плутоний, обогащенный уран и регенерированный уран смешиваются в следующих соотношениях (% мас.): плутоний – 1,5 %, обогащенный уран – 17,5 %, регенерированный уран – 81,0 % [2]. Примерный изотопный состав РЕМИКС-топлива (изотоп, содержание в составляющей, %) [2]: плутоний - Pu-238 – 2,55; Pu-239 – 53,95; Pu-240 – 29,05; Pu-241 – 8,15; Pu-242 – 6,48; регенерированный уран - U-235 – 0,925; U-238 – 98,45; U-236 – 0,623; U-234 – 0,002, обогащенный уран - U-235 – 19,75; U-238 – 79,98; U-236 – 0,089; U-234 – 0,18.

Для изготовления шести ТВС с РЕМИКС-топливом принята штатная конструкция ТВС-2М и штатная технология сборки. Во исполнение Решения (№ 320.06.ТП-564-БАЛ-1) об организации работ по постановке на опытно-промышленную эксплуатацию 6 ТВС-2М с РЕМИКС-топливом на ФГУП «ГХК» выполняется дооснащение действующего производства фабрикации МОКС-топлива для РУ БН-800 с размещением дополнительного оборудования (для изготовления твэлов и ТВС РУ ВВЭР) в цепочке радиационно-защитных боксов по результатам оценки мощности эффективной дозы при работе с таблетками, твэлами и ТВС с РЕМИКС-топливом. После изготовления опытная партия из 6 ТВС-2М с РЕМИКС-топливом будет направлена в модернизированном ТК-13 на блок № 1 Балаковской АЭС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Радиохимия, 2017, т. 59, № 6, с. 481-487.
2. Техническая справка. Определение изотопного состава топлива опытных ТВС-2М с РЕМИКС-топливом. Инв. № 110-50/1-100-418. ФГУП «ГХК» / НИЦ «Курчатовский институт» – 2018.

ЭЛЕКТРОЭКСТРАКЦИОННО- ПЛАЗМЕННАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ПЕРЕРАБОТКИ РУД СОДЕРЖАЩИХ РЕДКИЕ И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ

Li Hongda^{1,2}, С.А. Сосновский³, В.И. Сачков³

¹Shenyang ligong university,

China, Shenyang, 6 Nanping Middle Rd, Hunnan Qu, Shenyang Shi, 110168

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

ssa777@mail.ru

Вопросы эффективной переработки руд содержащих редкие и редкоземельные элементы в настоящее время остаются весьма актуальными. Выбор того или иного метода переработки обуславливается, прежде всего, химическим составом. Особенно затруднительна переработка руд с

большим набором и высокой концентрацией минеральных веществ. В этих случаях вызывает интерес рассмотреть нестандартные методы переработки, с получением полезных продуктов. Таким методом в нашем случае является разложение предварительно подготовленных жидкостных нанодисперсных взвесей в низкотемпературном плазменном потоке с образованием перспективных, нетоксических соединений. Рассмотрим переработку монацита. Так как в монацитовом концентрате содержание оксида церия Ce_2O_3 составляет 42,0-49,5 массовых %, оксида лантана La_2O_3 21,8-25,0 массовых %, по отношению к другим редкоземельным элементам, то представляет интерес исследовать участок переработки монацитового концентрата на примере электроэкстракционно-плазменной технологии. Данная технология привлекательна возможностью сокращения реагентов и стадий процесса. Технология состоит из комбинации двух методов. Образование гидроксида церия и гидроксида лантана в католите электроэкстракционной установки сопровождается переходом нитрат-ионов в анолит с рекуперацией азотной кислоты. Для успешного проблем предлагается комплексная переработка монацитового концентрата в щелочно-карбонатных средах. Технологическая схема переработки включает операции вскрытия с использованием гидроксида калия, выделение тория и урана из кека в карбонатные растворы и их карбонатный экстракционный аффинаж, выделение редкоземельных элементов в азотнокислые растворы с их последующим разделением и переработкой. Расчет равновесного состава продуктов реакции в условиях низкотемпературной плазмы проведен с использованием автоматизированной системы термодинамических расчетов TERRA. Правомерность использования термодинамически равновесного приближения оправдывается высоким уровнем концентрации энергии в рассматриваемых объемах и, следовательно, высокими скоростями протекания процессов превращения, мгновенно приводящими среду в состояние локального равновесия. Синтезированные порошки диоксида церия и оксида лантана отличается от полученных традиционными методами повышенной удельной поверхностью, что объясняется, высокой степенью диспергирования активных компонентов.

Результаты были получены в рамках выполнения государственного задания Минобрнауки России, проект № 0721-2020-0028.

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ МОДЕЛЬНЫХ КОМПОЗИЦИЙ «Nd–Sm–Y–O»

А.Ю. Дербин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: derbinalexei@yandex.ru

Традиционное керамическое ядерное топливо (ЯТ) на основе диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, имеет низкую теплопроводность и ограниченный ресурс изотопа уран-235. При использовании изотопов уран-238 и плутоний-239 отпадает необходимость в изотопном обогащении, однако у этого керамического ЯТ остается недостаток – низкая теплопроводность.

Общими недостатками применяемых технологий получения топливных оксидных композиций (ТОК) для дисперсионного ЯТ (термическое разложение солей металлов, восстановление оксидов, электролитическое получение из расплавленных солей, золь-гель процесс) являются: многостадийность,

высокая стоимость переработки сырья, неравномерное распределение фаз в продукте, необходимость использования большого количества химических реагентов.

К преимуществам прямого плазмохимического синтеза ТОК из смешанных водных нитратных растворов (ВНР) следует отнести: одностадийность и высокую скорость процесса, гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, компактность технологического оборудования. Однако плазменная переработка только растворов ВНР требует значительных затрат электрической энергии (до 4,0 кВт·ч/кг), а существенное их снижение (до 0,1 кВт·ч/кг) может быть достигнуто при плазменной переработке оптимальных по составу водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих растворы ВНР и органический компонент (спирты, кетоны) [2].

В работе представлены результаты исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК «диоксид урана–диоксид плутония–оксид иттрия» на модельных растворах ВОНР, включающих водные нитратные растворы неодима, самария, иттрия и органический компонент (ацетон), а также закономерности влияния состава растворов ВОНР и режимов их переработки, обеспечивающих в воздушной плазме прямой синтез наноразмерных композиций различного состава «оксид неодима–оксид самария–оксид иттрия».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы для создания технологии плазмохимического синтеза ТОК для уран-ториевого дисперсионного ЯТ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Ivan Yu. Novoselov, Alexander G. Karengin, Renat G. Babaev. Simulation of Uranium and Plutonium Oxides Compounds Obtained in Plasma // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 1938, Article number 020016. – p. 1-5.

ФИЗИКО-МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВСКРЫТИЯ РУД ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ВЫСОКОВОЛЬТНОГО ИМПУЛЬСНОГО РАЗРЯДА

Li Hongda^{1,2}, Che Long³, С.А. Сосновский⁴

¹Shenyang ligong university,

China, Shenyang, 6 Nanping Middle Rd, Hunnan Qu, Shenyang Shi, 110168

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

³School of Mechanical Engineering, Nanjing University of Sci. & Tech,

China, Nanjing, 200 Xiaolingwei Street, Xuanwu District, 210094

⁴Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

ssa777@mail.ru

Руды являются наиболее широко используемым материалом в получении неорганических веществ. В технологии разрушения руды импульсным разрядом высокого напряжения используются

механические воздействия гидравлического удара волны (эффект Юткина), струи и плазменного канала (эффект Воробьёвых), создаваемые высоковольтным импульсным разрядом. Импульсный разряд высокого напряжения является сложным, и существует много факторов, влияющих на эффект разрушения. Мы проводили эксперименты с помощью высоковольтного импульсного разряда разрушающего кусок руды и измеряли глубину трещины в руде. Исследовались три фактора. Это приложенное напряжение, количество импульсов и расстояние между разрядными электродами. Глубину трещины в руде можно увеличить путём изменения величины приложенного напряжения и числа импульсов. Когда приложенное напряжение составляет 300 кВ, а число импульсов равно 5, глубина трещины является самой большой. В докладе показана принципиальная и экспериментальные схемы. Экспериментальная система, состоит из высоковольтного источника питания, конденсаторов, разрядных коммутаторов, камеры с водой, в которой происходит пробой, разрядных электродов, руды и осциллографа (Tektronix). Максимальное выходное напряжение высоковольтного импульсного разряда от генератора составляло до 400 кВ, а максимальная выходная мощность одного электрического импульса составляет 150 Дж. Экспериментальная система для определения глубины трещины состоит из двух частей: детектора глубины трещины в руде и куска руды. Детектор глубины трещины состоит из узла детектирования, преобразователя, сигнальной соединительной линии, экрана цифрового дисплея и эхолота. В докладе представлено физико-математическое моделирование процессов растрескивания в руде, полученные воздействием высоковольтного импульсного разряда и моделирование физико-химических процессов происходящих в зоне плазменного разряда. Представлены экспериментальные результаты.

Результаты были получены в рамках выполнения государственного задания Минобрнауки России, проект № 0721-2020-0028. Это исследование финансировалось грантом Национального фонда естественных наук Китая (51207096) и Научными исследованиями Цзянсу. Инновационный проект, номер гранта KYCX18_0468.

ОСОБЕННОСТИ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ПОЛЯ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В АРГОНЕ

А.Е. Доржиев, Ю.Ю. Луценко, А.Е. Мюсова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aed12@tpu.ru

Высокочастотный факельный разряд обладает рядом преимуществ перед другими высокочастотными разрядами при проведении плазмохимических процессов. Он легко возбуждается в любых средах, имеет большой объём плазмы при малой величине подводимой энергии. При проведении некоторых плазмохимических процессов требуется исключить окисление перерабатываемого материала. В этом случае в качестве плазмообразующего газа используют инертные газы, как правило – аргон. Заметим, что особенности процесса горения факельного разряда в аргоне в настоящее время недостаточно исследованы.

В настоящей работе проведены измерения осевого распределения электрического поля, а также электронной и газовой температуры факельного разряда, горящего в аргоне. На основе проведённых температурных измерений определена величина удельной электропроводности плазмы разряда и

рассчитана степень затухания электромагнитного поля в плазме разряда. Проведено сопоставление рассчитанной величины тепловой мощности разряда с экспериментальными результатами.

Исследуемый разряд возбуждался в кварцевой трубке диаметром 28 мм на частоте 37 МГц. Измерения электрического поля проводились емкостным зондом, сигнал с которого подавался на вход осциллографа. Установлено, что электрическое поле затухает вдоль канала разряда на 25...30%. Данный факт, позволяет предположить частичное отражение электромагнитной волны в конце канала разряда.

Измерение электронной температуры проводилось спектральным методом [1] по относительной интенсивности линий меди. Газовая температура оценивалась по относительной интенсивности вращательных переходов молекулярной полосы гидроксидов 3064 Å. В результате измерений было установлено, что электронная температура составляет 8000...8300 К, а газовая температура составляет 1600...1900 К.

По рассчитанным значениям величин удельной электропроводности плазмы разряда и напряжённости электрического поля была проведена оценка тепловой мощности разряда. Рассчитанная удельная тепловая мощность факельного разряда, горящего в аргоне, составила 3.9 Вт/см, что незначительно отличается от экспериментально полученного значения 4,3 Вт/см. Заметим, что удельная тепловая мощность факельного разряда, горящего в воздухе, составляет 50 Вт/см, что существенно больше полученных результатов. Данное различие, по-видимому, обусловлено различными механизмами распространения разряда в воздухе и аргоне.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hess H., Kloss H.-G., Rademacher K., Seliger K. Vergleich zwischen einem Verfahren zur Bestimmung von Bogentemperaturen mit Hilfe von Stoßwellen und einer spektroskopischen Methode // Beiträge aus der Plasmaphysik. – 1962. – Bd. 2. – № 3. – S. 171 – 178.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ВОЗВРАТА ПЛУТОНИЯ И УРАНА В ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОБОРОТОВ МОКС-ТОПЛИВА

А.С. Дьяченко, В.Н. Алексеенко, А.Ю. Жабин

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

При изготовлении оксидного таблетированного топлива возможно образование бракованной продукции. Существует два основных подхода к переработке брака и возврата компонентов топлива в технологический цикл:

- дробление некондиционных таблеток и подключение в определенном соотношении к исходной смеси, идущей на прессование и прокалку;
- растворение некондиционных таблеток, экстракционное или хроматографическое разделение актинидов с последующим получением оксидной формы с использованием осадительной стадии. Возврат урана и плутония через растворение и раздельное осаждение представляет технологические трудности при переработке небольших партий. В свою очередь, подсоединение дробленого материала к мастер-смеси имеет жесткие ограничения по количеству, которое допустимо вносить в смесь для прессования таблеток. В совокупности с необходимостью учитывать энергетический потенциал формируемых партий топливной

композиции существует необходимость в совершенствовании технологии возврата урана и плутония в топливный цикл из оборотов МОКС-топлива.

Специалистами ФГУП «ГХК» разработан способ [1] получения смешанного уран-плутониевого оксида, который заключается в укрупнении зерна осадка путем интеграции в его состав органического компонента при осаждении пероксидных соединений урана и плутония в присутствии аминокислоты, и использовании в восстановительном процессе продуктов термического разложения аминокислоты с полным их удалением в газовую фазу в результате термообработки в газовом потоке. Целью данной работы была проверка предлагаемого способа для возврата урана и плутония из бракованной продукции МОКС-топлива.

В качестве исходного материала был взят скрап производства МОКС-топлива - измельченный продукт, прошедший операцию прокалки в аргоно-водородной среде, который переводили в раствор разными способами: с участием фторид-иона, с участием электронерерируемого серебра (II), длительным кипячением в среде концентрированной азотной кислоты.

Полученные азотнокислые растворы нейтрализовали введением раствора гидроксида натрия до остаточной концентрации азотной кислоты $60 \div 65$ г/л. Осаждение вели подачей раствора пероксида водорода в две стадии. На первой стадии кислотность составляла $60 \div 65$ г/л, на второй стадии – рН раствора составлял $2 \pm 0,5$. Корректирование кислотности осуществляли путем добавления раствора аминокислотной кислоты. Осадок отделяли от маточного раствора на фильтрующей перегородке, прокачивали в атмосфере углекислого газа в смеси с парами муравьиной кислоты (для исключения окисления продукта примесным кислородом). Оценивали распределение актиноидов в твердом продукте и в маточном растворе осадительной стадии. Определяли кислородный коэффициент, содержание углерода и площадь поверхности оксидного порошка.

Содержание урана и плутония в полученных маточных растворах не превышало 0,5 мг/л и 0,15 мг/л соответственно. Термообработанные порошки соответствовали требованиям для мастер-смеси по кислородному коэффициенту, содержанию углерода и площади поверхности.

Показана принципиальная возможность переработки некондиционных продуктов производства МОКС-топлива путем растворения и последующего пероксидного осаждения в присутствии аминокислотной кислоты. Установлено, что способ растворения топливной композиции не влияет как на свойства получаемого пероксидного осадка, так и на параметры получаемого диоксидного материала. Полученные порошки смешанного диоксида допустимо использовать в качестве готовой мастер-смеси без длительных и ресурсоемких операций (экстракционного или сорбционного разделения урана и плутония и последующей гомогенизации индивидуальных диоксидов). Представленный способ переработки бракованной продукции производства МОКС-топлива является перспективным и рекомендован для стендовой проверки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Процесс получения смешанного оксида урана и плутония из продуктов переработки ОЯТ [Текст] / А.Ю. Жабин, В.Н. Алексеенко, А.С. Дьяченко, В.И. Волк. // IX Российская конференция с международным участием «Радиохимия 2018»: Сборник тезисов – Санкт-Петербург. 2018 - С.287.

МЕТАЛЛО-КЕРАМИЧЕСКИЕ НАНОКОМПОЗИТЫ ДЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЭЛЕКТРОННЫХ КОМПОНЕНТОВ

О.Л. Хасанов, Э.С. Двилис, И.В. Шаманин, М.С. Петюкевич

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: khasanov@tpu.ru

Цель работы - разработка технологии получения лёгкого композитного материала, обеспечивающего эффективную радиационную защиту электроники от комбинированного воздействия электронов, ионов, гамма-излучения, нейтронов. Разработан металлокерамический композит на основе сплава Al/Mg (защита от электронов, ионов) с включениями субмикронного порошка B_4C (защита от нейтронов) и нанопорошка W (защита от гамма-излучения). Решена проблема гомогенной консолидации этих различных по теплофизическим свойствам порошков в 100%-плотный композитный материал. Определено оптимальное содержание каждого порошкового компонента (Al/Mg 89,2об.% + B_4C 7,5об.% + W 3,3об.%), обеспечивающее беспористую упаковку частиц всех компонентов в матрице сплава. Оптимизация проведена методом моделирования дискретных элементов (S3D PorouStructure, алгоритм Ичикавы) и экспериментальной верификацией после спекания композита. Применены порошки сплава АМг6 («РедМетСплав»), B_4C ("ОКБ-бор"), нанопорошок W, полученный методом электровзрыва проводников в Томском политехническом университете. Методом искрового плазменного спекания (490°C, 39 МПа, 10 мин) получен 100%-плотный композит (3,14 г/см³), имевший модуль Юнга 98620 Н/мм²; ползучесть при нагрузке 1,45; долю упругой деформации при наноиндентировании 22,4; микротвердость HV_{200} 420 [1, 2]. Прессованием сухого композитного порошка при комнатной температуре (800 МПа) под ультразвуковым воздействием были получены прессовки плотностью 95,1% без спекания, тогда как известный способ горячей экструзии для этого композита обеспечивает только 95% относительной плотности. Для оптимизации режимов консолидации применен метод построения кривых уплотнения с циклами нагружения-разгрузки [3].

Радиационные испытания проводились на исследовательском ядерном реакторе ТПУ ИРТ-Т. Для композита, по сравнению со стандартным сплавом АМг6, коэффициенты затухания тепловых и надтепловых нейтронов оказались в 2,2 раза больше, а для γ -излучения – в 1,34 раза больше.

Работа выполнена по теме Госзадания «Наука» 5.0017.ГЗБ.2020 (FSWW-2020-0014).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Dvilis E. S., Khasanov O. L., Gulbin V. N., Petyukevich M. S., Khasanov A. O., Olevsky E. A. Spark plasma sintering of aluminum-magnesium-matrix composites with boron carbide and tungsten nano-powder inclusions: modeling and experimentation // JOM. – 2016. - V.68. - №3. – P. 908 – 919.
2. Пат. 2616315 РФ. МПК8 C22C 1/05. Способ получения алюмоматричного композитного материала / Э.С.. Двилис, О.С. Толкачев, М.С. Петюкевич, О.Л. Хасанов. Заявлено 07.12.2015; Оpubл. 14.04.2017, Бюл. №11. – 7 с.
3. Khasanov O. L., Dvilis E. S. Net-shaping nanopowders with powerful ultrasonic action and methods of the density distribution control // Advances in Applied Ceramics. – 2008. - V. 107. - №3. - P. 135-141.

ПОЛУЧЕНИЕ ГУМИНОВЫХ ВЕЩЕСТВ В УСЛОВИЯХ ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОЙ ОБРАБОТКИ ТОРФА ДЛЯ СОРБЦИОННОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ И ОЧИСТКИ ТЕХНОГЕННЫХ ОТХОДОВ

Li Hongda^{1,2}, С.А. Сосновский³, Е.Б. Дайбова⁴

¹Shenyang ligong university, China, Shenyang, 6 Nanping Middle Rd, Hunnan Qu, Shenyang Shi, 110168

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

⁴СибНИИСХиТ– филиал СФНЦА РАН,

Россия, г.Томск, ул. Гагарина, 3, 634050

ssa777@mail.ru

Удаление радионуклидов и токсичных химических веществ с загрязненной поверхности и из объёма твёрдых и жидких радиоактивных отходов остаётся одной из важных задач прикладной радиохимии и радиоэкологии. Без создания надёжных и доступных производству средств дезактивации невозможно устойчивое развитие национальной атомной энергетики. Гуминовые кислоты (ГК) – это вещества природного происхождения, которые представляет собой природно-совместимые многофункциональные полиамфолиты, служащие отличными сорбентами радионуклидов и токсичных химических веществ. Актуальность создания новых физико-химических и технологических подходов к проблеме получения ГК, в частности из торфа, представляется весьма актуальной научной задачей. В нашем случае экстракцию гуминовых веществ из торфа вели путём обработки водных суспензий торфа высоковольтными импульсными плазменными разрядами. Камера обработки суспензии торфа состоит из корпуса, высоковольтного электрода и заземлённого электрода. К высоковольтному электроду подключен генератор импульсов, имеющий конденсаторную батарею и разрядник. Обрабатываемая суспензия торфа, с определенным соотношением твердого к жидкому, помещается в рабочую камеру. При пробое промежутка высоковольтный импульс подается на высоковольтный электрод, с которого начинают развиваться плазменные образования. Когда промежуток замыкается плазменным каналом, происходит его ударный разогрев, взрывное расширение, и канал разряда генерирует ударную волну, за фронтом которой образует кавитационные процессы, которые развиваются во всем объёме суспензии и, схлопываясь, разрушают растительное сырьё. Затем канал разряда вырождается в пульсирующую парогазовую полость, которая создаёт мощные турбулентные потоки жидкости в рабочем объёме, обеспечивая интенсивный диффузионный процесс между клеткой и водной фазой суспензии. Представленные результаты показывают, что с целью достижения минимальных затрат энергии при высокой степени извлечения гуминовых веществ из торфа, целесообразно работать в диапазоне плотности энергии в рабочем промежутке от 10 до 100 Дж/мм. Удельные затраты энергии составили 1,5 кВт·ч/г, удельная производительность 1 мг/имп извлечения гуминовых веществ. В докладе приведено физико-математическое и химическое моделирование процессов воздействия высоковольтного импульсного разряда на суспензию торфа, показана экспериментальная установка.

Результаты были получены в рамках выполнения государственного задания Минобрнауки России, проект № 0721-2020-0028.

ОСОБЕННОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ НИТРАТА АЛЮМИНИЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

Н.А. Журавлев, В.А. Карелин, И.В. Распутин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nikolay_shuravlev@mail.ru

Процесс разделения U и Pu от продуктов деления – является одним из основных этапов при переработке ОЯТ. Данный процесс основан на различных свойствах U и Pu в разных степенях окисления.

Процесс разделения основан на селективной экстрагируемости UO_2^{2+} , PuO_2^{2+} и Pu^{4+} в 30 %-ном органическом растворе трибутилфосфата (ТБФ) в Изопаре-М. При насыщении раствора ТБФ до 50-70 % ураном и плутонием, и соотношении U:Pu 1:25 – 1:50, проводят реэкстракцию PuO_2^{2+} в присутствии восстановителя урана ($4+$) в виде $\text{U}(\text{NO}_3)_4$ [1].

Был изучен процесс восстановления плутония с последующей реэкстракцией его из трибутилфосфата в водную фазу (рис.1). Также, было исследовано влияние азотнокислых солей в качестве восстановителей (NaNO_2 , $\text{Fe}(\text{NO}_3)_2$, $\text{U}(\text{NO}_3)_4$). Исследовано влияние концентрации раствора азотнокислого урана ($4+$) на процесс восстановления и выявлено, что при уменьшении концентрации азотной кислоты с 7 М до 2 М уменьшается время восстановления плутония в 4 раза. С увеличением концентрации азотнокислого раствора U^{4+} в восстанавливающем растворе увеличивается эффективность процесса восстановления [2].

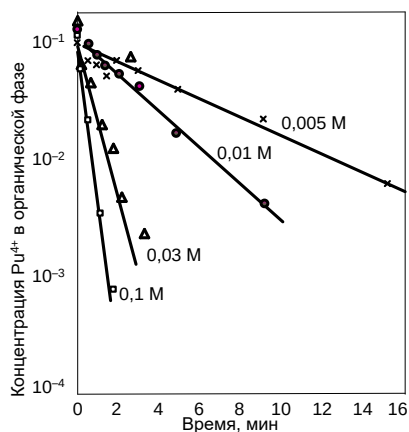


Рис. 1. Влияние концентрации азотнокислого раствора урана ($4+$) (цифры у кривых) на скорость протекания процесса восстановления плутония

Таким образом, процесс восстановления плутония и его реэкстракция должна быть таким, чтобы в зоне выделения плутония поддерживалась высокая концентрация азотнокислой соли урана ($4+$), также требуется подача трибутилфосфата для обеспечения эффективного проведения процесса экстракции урана ($6+$).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. – М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. – 576 с.

2. Мефодьева М.П., Крот Н.Н. Соединения трансплутониевых элементов. – М.: Наука, 1987. – 302 с.

ВЫДЕЛЕНИЕ U И Pu ИЗ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР ЭКСТРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ ВЫСАЛИТЕЛЯ $Al(NO_3)_3$

Н.А. Журавлев, И.В. Распутин, В.А. Карелин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nikolay_shuravlev@mail.ru

В настоящее время основным источником получения электроэнергии является ядерная энергетика. По окончании атомной компании накапливается большое количество облученного ядерного топлива, которое подлежит хранению. В связи с этим становится актуальной разработка оптимальных методик переработки облученного ядерного топлива с выделением урана и плутония.

Основным методом отделения урана и плутония от продуктов деления ОЯТ является экстракционные методы [1]. Экстракционная технология переработки облученного ядерного топлива и разделения U и Pu основана на совместной экстракции U^{6+} в виде $UO_2(NO_3)_2$ и Pu^{4+} в виде $Pu(NO_3)_4$ [2]. Во всех существующих технологиях разделение U и Pu основано на том, что шести- и четырехвалентные U и Pu хорошо растворимы как в водной фазе, так и в 30 %-ном растворе ТБФ в разбавителе, а Pu^{3+} практически нерастворим в органической фазе ТБФ [3]. При восстановлении Pu до трехвалентного состояния он полностью переходит в водный раствор восстановителя и выводится из процесса, в то время как уран целиком остается в органической фазе [4].

В данной работе предлагается разделение U и Pu в шестивалентном состоянии в виде UO_2^{2+} и PuO_2^{2+} в присутствии высаливателя – нитрата алюминия [5]. Были проведены исследования в области влияния концентрации высаливателя, построены зависимости изменения α_{Pu} от концентрации $Al(NO_3)_3$ в растворах нитрата уранила.

Проведены исследования в области влияния высаливателя на поведение примесей в ОЯТ [6]. Построены графики зависимости коэффициента распределения нептуния от концентрации азотной кислоты при экстракции 30 % трибутилфосфатом в керосине с концентрацией высаливателя $Al(NO_3)_3$, равной 1,5 М [7].

Таким образом, анализируя полученные результаты исследований можно сделать вывод о том, что наиболее опасные примеси – Np , Zr и Tc – в присутствии высаливателя – 1,5-2,0 М $Al(NO_3)_3$ практически не экстрагируются и не оказывают существенного влияния на процесс экстракционной переработки керамического ОЯТ [8].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Копырин А.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. 576 с.
2. Громов Б.В. Химическая технология облученного ядерного топлива. М.: Атомиздат, 1971. 448 с.
3. Зильберман Б.Я. // Журн. радиохимия. 2014. Т. 56. № 6. С. 497-505.
4. Мефодьева М.П. Соединения трансплутониевых элементов. М.: Наука, 1987. 302 с.
5. Пузиков Е.А. // Журн. радиохимия. 2013. Т. 55. № 2. С. 140-155.
6. Громов Б.В. Химическая технология облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983. 352 с.

7. Garraway J. // J. Less-Common Met., 1984. Vol. 97. P. 91-203.
8. Спицын В.И. Технеций. М.: Наука, 1981. 147 с.

ПОЛУЧЕНИЕ БОРИДА ВОЛЬФРАМА МЕТОДОМ МЕХАНИЧЕСКИ АКТИВИРОВАННОГО САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

В.В. Закусилов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vvzakusilov@tpu.ru

Активное внедрение ядерных технологий в науку, промышленность и медицину создаёт потенциальную угрозу радиационной опасности для человека и окружающей среды, провоцируя поиск эффективных защитных материалов и способов их получения.

Наиболее опасными видами излучения являются нейтронное и гамма-излучение, имеющие высокую проникающую способность. Формирование эффективной защиты от потоков гамма-квантов, образующихся в результате ядерных реакций, заключается в использовании материалов, обладающих большой плотностью и высоким эффективным атомным номером вещества. Принцип ослабления потоков нейтронного излучения основывается на замедлении высокоэнергетических нейтронов, посредством реакций рассеяния, и поглощении низкоэнергетических нейтронов. Поэтому для эффективной защиты материал должен содержать в своём составе, как лёгкие, так и тяжёлые элементы [1, 2].

Материалы, используемые для защиты от радиоактивного излучения, должны обладать эффективными защитными характеристиками, конструкционной, радиационной и химической стойкостью. Одной из перспективных технологий порошковой металлургии, позволяющей получить материалы с заранее заданными свойствами, является самораспространяющийся высокотемпературный синтез.

Для получения защитного материала от нейтронного и гамма-излучения использовалась механически активированная смесь порошков вольфрама и бора (1):



Экспериментальная проверка, защитных свойств синтезированного материала на основе боридов вольфрама, проводилась при вариации толщины экранов, в сравнении, с традиционно применяемыми материалами в технике радиационной защиты – свинцом и графитом. Источниками гамма-квантов были выбраны изотопы ^{137}Cs и ^{60}Co , а Pu-Be источник в качестве источника нейтронов.

В результате выполненных исследований установлены технологические основы получения боридов вольфрама и высокая эффективность применения синтезированного материала в качестве радиационно-защитного материала. Использование боридов вольфрама WB исключает необходимость в многослойной защите от вторичного гамма-излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гусев Н.Г., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. В 2-х т. Т. I. Физические основы защиты от излучений: Учебник для вузов. Под общ. ред. Н. Г. Гусева. – 2-е изд., перераб. и доп. – М: Атомиздат, 1980. – 461 с.

2. Голубев Б.И. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: Учебник для вузов. Под. ред. Е.Л. Столяровой. – 4-е изд., перераб. и доп. – М: Энергоатомиздат, 1986. – 464 с.

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ГИРОИДНЫХ ТИТАНОВЫХ КОНСТРУКЦИЙ, ПОЛУЧЕННЫХ С ПОМОЩЬЮ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

М. П. Козадаева, М.А. Сурменева, Р.А. Сурменев, Л.А. Леонова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: mariakoz71@gmail.com

Создание и внедрение имплантатов, способных замещать или восстанавливать дефекты костной ткани, является актуальной проблемой исследований для многих сфер науки. В медицине сетчатые конструкции на основе титана и его сплавов нашли широкое применение. Целью изготовления таких структур является создание среды для врастания костной ткани и получение определенных механических свойств. Использование аддитивных технологий, в частности метода электронно-лучевой плавки (ЭЛП), позволяет создавать из металла конструкции сложных форм за более короткий срок. Форма пор существенно влияет на механические характеристики изделия [1]. Использование топологии трижды периодической поверхности минимальной энергии (ТППМЭ), в частности гироида, является перспективным направлением.

Гироидные структуры с пористостью 75,86 % были смоделированы с использованием программ Mathematica и MeshLab и изготовлены из сплава Ti6Al4V на установке для послойного ЭЛП ARCAM A2 EBM (Мёльндаль, Швеция). Топографический анализ осуществлялся с использованием сканирующего электронного микроскопа (СЭМ) Quanta 200 3D, FEI. Механические испытания на сжатие и растяжения проводились на установках INSTRON 3369 и INSTRON 5582, соответственно. Механические характеристики образца при соосных сжатии и растяжении приведены в таблице 1.

Механические свойства структур с топологией ТППМЭ, полученных с применением метода ЭЛП, начали изучаться сравнительно недавно. Для алмазных и ромбических гироидных структур с пористостью от 82 до 87% были получены значения предела текучести в диапазоне 11–70 МПа, а модуля упругости – 0,4–1,38 ГПа [2].

Таб. 1. Механические свойства образцов сплава и кости [3]

Структура	Испытания	Модуль Юнга, ГПа	Предел прочности, МПа	Предел текучести, МПа
ТППМЭ	Сжатие	1,40	87,78	66,31
	Растяжение	1,25±0,21	75,52±1,59	33,67±4,56
Кортикальная кость	–	3–30	100–230	103–222
Губчатая кость	–	0,02–0,7	2–15	0,8–11,6

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Savio G., Rosso S., Meneghello R., etc, Geometric modeling of cellular materials for additive manufacturing in biomedical field: a review // Applied Bionics and Biomechanics. – 2018. – vol. 3. – p. 1–14.
2. Ataee A., Li Y., Fraser D., etc, Anisotropic Ti-6Al-4V gyroid scaffolds manufactured by electron beam melting (EBM) for bone implant applications // Materials and Design. – 2018. – vol. 137. – p. 345–354.

3. Hrabec N.W., Heintl P., Flinn B., etc, Compression-compression fatigue of selective electron beam melted cellular titanium (Ti-6Al-4V) // Journal of Biomedical Materials Research. – 2011. – vol. 99 B. – p. 313–320.

ЦИФРОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ НА СЛУЖБЕ ХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ РЕДКИХ ЭЛЕМЕНТОВ

Л.А. Леонова, А.С. Кантаев, Ю.В. Передерин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: leonoval@tpu.ru

Компьютерные учебные тренажеры стали неотъемлемым инструментом подготовки, переподготовки и повышения квалификации кадров. Для организации эффективного обучения по направлению «Химическая технология материалов современной энергетики» в учебный процесс последние годы активно внедряются цифровые технологии и элементы геймификации. Авторский коллектив образовательной программы занимается разработкой виртуального тренажера Цеха по производству редких, рассеянных и радиоактивных элементов.

Первая очередь тренажера – это уникальный образовательный ресурс, обеспечивающий тренировку студента на виртуальной модели цеха рудоподготовки, оснащённого оборудованием, используемым в технологии редких, рассеянных и радиоактивных элементов. Моделирует работу и типовые отказы оборудования цеха, способы идентификации неисправностей и основы соблюдения техники безопасности. Согласно сюжету тренажёра, главный герой – стажёр в цехе рудоподготовки, который должен отработать короткую смену (1 час) и помочь мастеру цеха обеспечить выработку на 600 тыс. рублей.

Вторая очередь тренажера – это цех по подготовке руды к выщелачиванию, охватывающий моделирование отделения измельчения, классификации рудного сырья и сгущения пульпы. Стажер, получивший первый опыт работы в цехе рудоподготовки, уже может самостоятельно обслуживать аппараты, пройдя некоторый образовательный модуль и сдав технику безопасности.

Использование подобных цифровых технологий в образовательном процессе способствует повышению интереса к профессии, отработке операций и последовательностей действий до автоматизма, а также прохождению практик и стажировок в условиях дистанционного формата обучения.



Рис. 1. Скриншот тренажера Цеха рудоподготовки

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Центр высокотехнологичных медиаресурсов: сайт [Электронный ресурс] – Режим доступа: URL: <https://portal.tpu.ru/ceor>. – 28.06.2020.

ВЛИЯНИЕ ДОБАВОК НА СВОЙСТВА ПЛАВЛЕНОГО ГЛИНОЗЕМА

Л.Н. Малютин, А.Д. Киселёв, Р.И. Крайденко

ООО «Институт Легких Материалов и Технологий»,

Россия, г. Москва, Ленинский проспект, 6, ст.21, 119049

E-mail: Lev.Malyutin@rusal.com

Основными сферами применения плавленного глинозема являются абразивная и огнеупорная промышленность. На такие свойства плавленных глинозёмов, как абразивная способность и огнеупорность, в значительной степени влияют примеси. Наиболее вредной примесью, снижающей характеристики плавленных глинозёмов, является оксид натрия. Натрий переходит в продукцию из исходного металлургического глинозема, получаемого путем осаждения гидроксида алюминия из раствора алюмината натрия. Содержание оксида натрия в продукции из плавленных глинозёмов в зависимости от крупности фракции может варьироваться в диапазоне 0,10-0,45 % масс. В то же время согласно регламентирующей документации массовая доля суммы оксидов щелочных металлов не должна превышать 0,3 % [1]. Оксид натрия в плавленных глинозёмах в основном представлен так называемым β -глиноземом или алюминатом натрия – $\text{Na}_2\text{O} \cdot 11\text{Al}_2\text{O}_3$ [2]. Для снижения количества оксидов щелочных металлов в плавленных глинозёмах и улучшения технико-эксплуатационных характеристик продукции предложено использовать добавки диоксида кремния (кварца) и хлорида аммония в процессе выплавки корунда.

Добавление кварцевого песка в процессе выплавки корунда в количестве 1 % относительно массы готовой продукции позволяет полностью удалить β -глинозем, при этом повышается содержание целевой фракции – минерала корунда ($\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$) (таблица 1). В ходе плавки кварц при взаимодействии с β -глиноземом образует легкоплавкие и хрупкие стекла, измельчаемые в пыль и удаляемые на дальнейших переделах получения корундовой продукции. Недостатком использования кварцевого песка для удаления оксидов щелочных металлов является образование побочных минеральных фаз (алюмосиликатов натрия, кальция), снижающих огнеупорность продукции.

Таб.1. Усредненный минералогический состав плавленных глинозёмов, % масс.

Фаза	$\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$	$\beta\text{-Al}_2\text{O}_3$	Другие
Без добавки	97,2	2,7	0,1
С добавкой кварца 1 % масс.	98,4	0	1,6

Использование хлорида аммония в процессе плавки в количестве 1 % относительно массы продукции позволяет снизить содержание суммы оксидов щелочных металлов до 0,15-0,30 % масс. в зависимости от крупности фракции. Также происходит увеличение содержания целевого α -корунда при отсутствии формирования иных минералов в составе продукционных плавленных глинозёмов

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- ГОСТ 28818-90. Материалы шлифовальные из электрокорунда. Технические условия. – Введ. 1982-01-01. – М.: ИПК Издательство стандартов, 2005. – 8 с.
- Полубелова А.С. Производство абразивных материалов. – Л.: Машиностроение, 1968. – 180 с.

СОВРЕМЕННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ МИЦЕЛИАЛЬНЫХ МЕДИЦИНСКИХ ОТХОДОВ

А.В. Медведский, В.Р. Плохотько, Т.С. Чикова

Международный государственный экологический институт
имени А.Д. Сахарова Белорусского государственного университета,
Республика Беларусь, г. Минск, ул. Долгобродская, 23/1, 220070

E-mail: aleksander.medvedskiy@gmail.com

Бурно развивающаяся фарминдустрия расширяет ассортимент и наращивает объемы выпуска биосинтетических антибиотиков, применяемых в медицине и ветеринарии. Мицелиальные отходы (микробная грибковая биомасса) производства и использования антибиотиков, кроме мицелия, могут содержать также и токсические вещества. Попадание мицелиальных отходов в окружающую среду и систему сточных вод становится серьезной экологической проблемой, поскольку они, во-первых, оказывают сильное влияние на деятельность микроорганизмов в экосистеме и, во-вторых, способны привести к развитию резистентности бактерий, ослабляющей эффективность препаратов в борьбе с болезнями. Кроме того, мицелиальные отходы, воздействуя на бактериальные колонии в сетях сточных вод, снижают их активность и негативно влияют на эффективность разложения органических веществ.

Современные технологии утилизации мицелиальных медицинских отходов основаны на различных физико-химических методах удаления антибиотиков из водной среды [1]. Наиболее эффективными и экономичными в настоящее время являются мембранные технологии обратного осмоса и нанофильтрации. Они применяются для отделения антибиотиков от основного водного раствора, но не включают их разложение. Ультрафильтрация – метод, в котором для отделения органических соединений применяются мембраны с размерами пор 0,01-0,1 мкм. В отличие от нанофильтров и обратного осмоса, ультрафильтры способны пропускать минеральные элементы.

К методам, позволяющим разрушать структуру органических соединений, относятся воздействия на отходы антибиотиков ультразвуковым излучением с частотой свыше 20 кГц и ультрафиолетовым излучением с длиной волны от 0,0144 до 0,39 микронметра. Однако, резистентность антибиотиков к ультрафиолетовому излучению значительно снижает эффективность этого метода. Метод озонирования – воздействия озона на биомассу – приводит к окислительному разложению органических соединений и имеет высокую эффективность в разложении антибиотиков. Метод термической обработки включает предварительный отжим мицелиальных отходов до влажности не более 75% и их последующую термоинактивацию при температуре 120°C.

Высокопродуктивные методы мембранного разделения и озонирования на практике не используются из-за их технологической сложности и большой стоимости. Несмотря на обширные исследования поиски научных методов и разработка эффективных и экономичных технологий утилизации мицелиальных отходов по-прежнему остается актуальной научной проблемой.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Removal methods of antibiotic compounds from aqueous environments / Z. Derakhshan, M. Mokhtari, F. Babaei et al. // A Review. J Environ Health Sustain Dev. – 2016. – V. 1(1). P. 43–62.

ДЕТОКСИКАЦИЯ ТВЁРДЫХ РТУТЬСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ

Д. Ю. Островский, А. Ю. Островский

ПАО «Новосибирский завод химконцентратов»,

Россия, г. Новосибирск, ул. Б. Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: dyostrovsky@sibmail.com

Ртуть не является радиоактивным материалом, однако широко использовалась в атомной промышленности для разделения изотопов Li в ртутных электролизерах в ходе выполнения оборонных заказов. Отсюда и обширные загрязнение ртутью водоёмов, территорий и производственных помещений.

Проблемой демеркуризации занимались в США на заводе Y-12 (Ок-Ридж, штат Теннесси). По разным оценкам потери ртути в окружающую среду составили от 100 до 900 тонн [1], в то время как на аналогичном заводе в России в ПАО «НЗХК» - 33,7 т [2]. Предложено большое количество методов демеркуризации, однако ни одно широкого практического применение не нашло.

В данной работе рассматривается альтернативная возможность обезвреживания строительных ртутьсодержащих отходов и грунтов. После измельчения и последующего распульповывания строительных отходов их обрабатывают по известной схеме в центробежном концентраторе «Итомак КГ 5,0», а далее, для понижения класса опасности отходов, предложено использовать углекислый газ, который при взаимодействии с оксидом ртути образует водонерастворимый основной карбонат ртути (II) – $\text{HgCO}_3 \cdot 2\text{HgO}$. Изучено влияние давления, температуры и времени обработки на синтез основного карбоната ртути. Определены оптимальные условия [3]. Разработка защищена Патентом РФ № 2541258.

Предложена бессточная технологическая схема двухступенчатой газохимической обработки ртутьсодержащих отходов. Проведено биотестирование проб обработанных образцов ртутьсодержащих отходов. Согласно протоколам испытаний ЦЛАТИ предложенная технология позволяет снизить класс опасности для строительных отходов ПАО «НЗХК» с 3 до 4 (малоопасные отходы), а для грунтов – с 4 до 5 (практически не опасные отходы).

Разработан технологический регламент на проектирование установки газохимической иммобилизации ртути в твёрдых производственных отходах.

Углеуминовыми препаратами (УГП), полученными механохимической активацией бурого угля и соды в планетарной мельнице, обрабатывали строительные ртутьсодержащие отходы. При $C_{\text{Hg}} = 0,02676$ г/л и дозировке УГП 5 г/л при $T = 25^\circ\text{C}$ равновесие системы достигалось за 5-10 дней. Содержание подвижной (водорастворимой) ртути снижалась в 10 раз с образованием отходов другого (менее токсичного) класса опасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий / Под общей ред. И. И. Линге и др. — М.: 2017 г. Т.1. — 336 с.
2. А. Г. Владимиров, А. В. Бабушкин, И. М. Белозеров и др. Экогеохимия ртути и способы демеркуризации твердых ртутьсодержащих отходов в условиях Южной Сибири // Химия в интересах устойчивого развития. — 2012. - Т. 20, № 5, с. 531-542.
3. Ю.В. Островский, Г.М. Заборцев, Д.Ю. Островский и др. Газохимическая иммобилизация ртути в производственных отходах // Химия в интересах устойчивого развития. — 2014. — Т. 24. - №2. — С. 157-162.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ТЕХНОГЕННЫХ ВОДОЕМОВ ПРЕДПРИЯТИЙ ГК «РОСАТОМ»

Д. Ю. Островский, С. А. Буймов

ПАО «Новосибирский завод химконцентратов»,
Россия, г. Новосибирск, ул. Б. Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: dyostrovsky@sibmail.com

Хвостохранилища урановых предприятий были образованы в период становления атомной промышленности и относятся к так называемому «ядерному наследию». Перед ГК «Росатом» стоит непростая задача по их ликвидации, что является технически сложной задачей. Осушению чаши должно предшествовать удаление токсичных и радиоактивных веществ. В данной работе рассмотрена возможность осаждения урана и ртути в декантатах хвостохранилища ПАО «НЗХК» с целью очистки воды хвостохранилища от тяжелых и радиоактивных металлов.

Наиболее радикальным методом является выпаривание, однако, из-за высокого объема чаши хвостохранилища, природных условий, а также низкой концентраций растворенных веществ, такой метод является энергозатратным. Наиболее перспективным методом для очистки воды от цветных и радиоактивных металлов является сорбционный с использованием природоадаптированных сорбентов – углегуминовых препаратов (УГП).

В качестве природоадаптированных сорбентов предлагается использовать УГП, полученные из бурых углей Канско-Ачинского бассейна мехактивацией [1].

Бурые угли обрабатываются в планетарной мельнице-активаторе с добавлением 5-7% масс. карбоната или перкарбоната натрия - $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot 1,5\text{H}_2\text{O}_2$. Образующийся УГП содержит водорастворимые производные гуминовых кислот (до 50 % масс.) с различными функциональными группами, которые взаимодействуют с ионами тяжелых металлов, образуя нерастворимые комплексы.

В ходе экспериментов по обработке реальных декантатов было установлено, что в системе «реальный раствор – УГП» равновесие достигается в течение 5 суток. При исходных $C_{\text{Уобщ}} = 0,375$ мг/л и $C_{\text{Hg}} = 0,012$ мг/л и дозировке УГП в количестве 2 г/л исходные концентрации урана и ртути при $T=25^\circ\text{C}$ снижаются до нулевых значений [2]. Понижение температуры до $T= 6^\circ\text{C}$ не ухудшает показатели процесса.

При введении УГП (1,5 г/л) в систему «ил - декантат» с исходной концентрацией урана 0,5 мг/л его содержание также снижается до нулевых значений. Обратного перехода в водную фазу не наблюдается.

УГП – перспективный реагент для решения многих экологических проблем, стоящих перед предприятиями отрасли и смежных отраслей промышленности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Обеспечение безопасности хранилищ радиоактивных отходов ядерного топливного цикла / Под ред. Н. С. – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. - 232.
2. Д.Ю. Островский, Г.М. Заборцев, Ю.В. Островский и др. Использование углегуминовых препаратов для локализации урана и ртути в жидких и твердых производственных стоках предприятий ГК «Росатом» // Химия в интересах устойчивого развития. – 2016. – Т. 24. - № 6. - С. 781-787.

ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗВЛЕЧЕНИЯ Cs^{137} СИНТЕЗИРОВАННЫМ ФЕРРОЦИАНИДНЫМ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ КАРБОКСИМЕТИЛЦЕЛЛЮЛОЗЫ

И.А. Пивоваров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: ivan271294@gmail.com

В качестве сорбента для извлечения Cs используется синтезированный сорбент на основе частиц двойного ферроцианида калия-меди, иммобилизованных в полимерной матрице карбоксиметилцеллюлозы.

Изучение процесса сорбции цезия на синтезированном сорбенте во времени проводили с использованием 250 мл раствора, содержащего CsNO_3 (20 мг/л) при температуре 293 К и добавлением сорбента в количестве 300 мг. Сорбцию проводили при значении pH равном 4. Результаты представлены на рисунке 1.

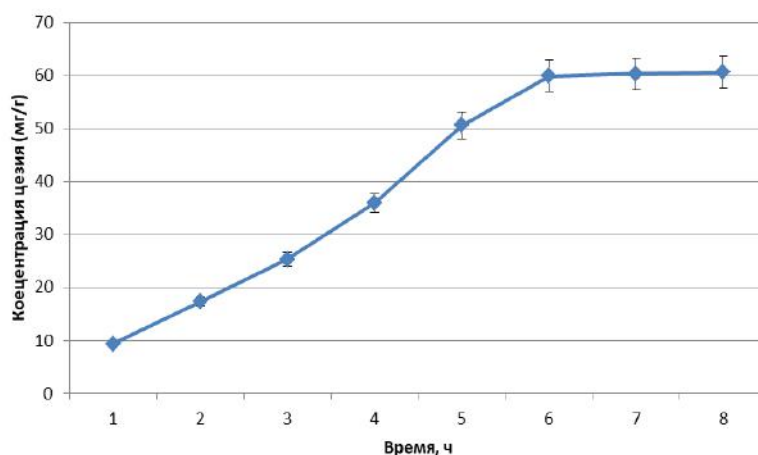


Рис. 1 Процесс сорбционного извлечения цезия во времени

По истечению 6 часов от начала сорбции концентрация цезия достигает равновесного значения 59,94 мг/г и на протяжении 6 часов после этого содержание цезия в фазе сорбента не изменяется.

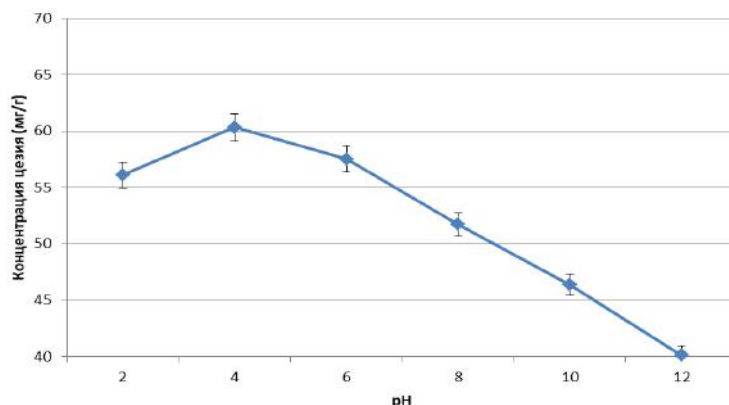


Рис. 2 Влияние pH на сорбционное извлечение цезия

pH исходного раствора играет важную роль особенно для ионообменного процесса. Чтобы выбрать оптимальный pH для извлечения цезия, частицы синтезированного сорбента в количестве

300 мг контактировали при постоянном перемешивании с 250 мл 20 мг/л раствора CsNO_3 при постоянной температуре 293 К. Сорбцию проводили в диапазоне pH от 1 до 12. Результаты представлены ранее на рисунке 2. По результатам видно, что оптимальный pH проведения процесса равен 5.

Для исследования влияния конкурирующих ионов на степень извлечения цезия синтезированным сорбентом в систему были введены ионы калия и натрия. Для определения влияния конкурирующих ионов концентрацию цезия поддерживали постоянной (20 мг/л) и меняли концентрацию ионов Na и K от 50 до 250 мг/л. Температура проведения эксперимента составила 298 К и pH среды равен 5. Результаты представлены на рисунке 3.

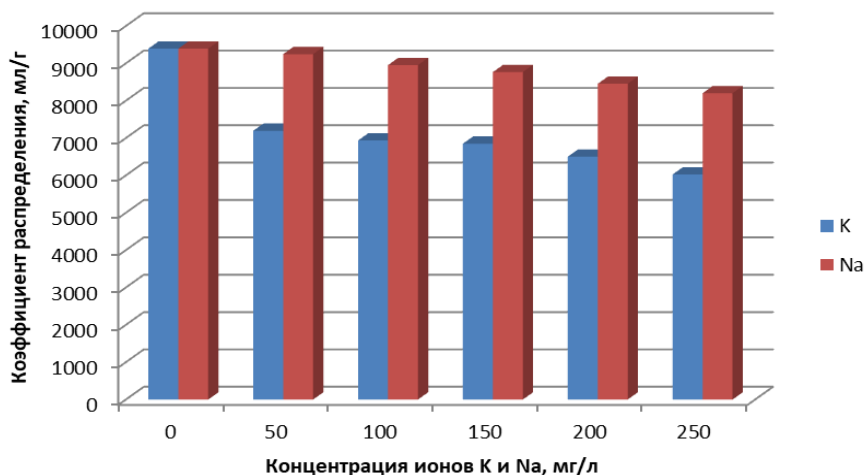


Рис. 3 Влияние конкурирующих ионов на сорбционное извлечение цезия

При отсутствии конкурирующих ионов K и Na в растворе значение K_d (коэффициента распределения, мл/г) составило 9493,1 мл/г.

Уменьшение коэффициента распределения K_d в присутствии ионов K можно объяснить более близким сходством радиусов ионов в гидратированном состоянии между K (3,30 Å) и Cs (3,25 Å), чем у иона Na [1].

В данной работе изучено извлечение Cs синтезированным сорбентом на основе частиц двойного ферроцианида калия-меди, иммобилизованных в полимерной матрице карбоксиметилцеллюлозы. Опыты проводились в различных экспериментальных условиях, таких как, время контакта для определения времени равновесия сорбции и влияние pH раствора на сорбционное извлечение, наличие конкурирующих ионов. В результате время установления равновесия сорбции составляет не менее 6 часов, наибольшее извлечение цезия при pH сорбции равной 5. Наличие ионов Na в системе практически не влияет на степень извлечения Cs, наличие ионов K уменьшает степень извлечения цезия, но этот эффект компенсируется увеличением количества вводимого сорбента на начальном этапе сорбционного извлечения Cs. Равновесная концентрация цезия в фазе сорбента составляет 59,94 мг/г, максимальная сорбционная емкость синтезированного сорбента составляет $Q_m = 76,4$ мг/г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волков А. И. Большой химический справочник. – Минск: Современная школа, 2005. – 608 с.

УСТАНОВКА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ РАСТВОРА РАДОНА В ВОДЕ И ОРГАНИЧЕСКОЙ ЖИДКОСТИ

С.А. Пластун, Н.К. Рыжакова, М.С. Черепнев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: xheracl@gmail.com

Индикаторные методы исследования с помощью радиоактивных изотопов нашли широкое применение в различных областях науки, техники, медицины, геологии и т.д. Основные достоинства этих методов – простота реализации, высокие чувствительность и точность. Одним из наиболее эффективных индикаторов является радиоактивный газ радон – 222. В соответствии с нормативными документами радиационной безопасности Российской Федерации допускается использование водных растворов радона в медицине и геофизических исследованиях [1,2]. Например, на основе растворов радона разрабатываются инновационные технологии индикаторных методов исследования нефтегазоносных скважин [3,4]. Целью данной работы являлось создание установки для получения водного раствора радона с активностью несколько сотен Бк·л⁻¹.

В качестве источника радона в установке использованы кремниевые и кварцевые породы, содержащие металлические включения урана-238. Дроблёную породу массой ~45 кг поместили в пластмассовые контейнеры объёмом 2.2 л (150 мм высота и 165 мм диаметр), в крышках которых по схеме «паутины» были проделаны отверстия диаметром 2 мм для обеспечения выхода газа радона-222. Пластмассовые контейнеры слоями поместили в герметичную стальную бочку объёмом 200 л (860 мм высота и 590 мм диаметр) с толщиной стенок 1.4 мм и со съёмным верхним дном; всего в объёме генератора было размещено 32 контейнера в 4 слоя. Внутреннюю поверхность бочки покрасили в два слоя гидрофобным покрытием на основе битума. Для измерения объёмной активности радона в воздухе генератора и в дистиллированной воде использован радиометр Rad7.

Коэффициент растворимости радона в воде составляет 0.25, следовательно, для получения водных растворов с активностью в несколько кБк·л⁻¹ активность радона в объёме генератора должна составлять несколько МБк·м⁻³. Измерения активности радона в объёме генератора показали, что для достижения такой активности время накопления радона в объёме данной установки должно составлять не менее 6 суток. Исследования показали, что зависимость объёмной активности водного раствора радона от времени и скорости барботажа характеризуется наличием максимума. Следовательно, можно выбрать оптимальные условия прокачки радона через ёмкость с водой для получения необходимой активности. Для выбранной конструкции генератора радона объёмная активность радона в воде порядка нескольких кБк·л⁻¹ достигается при скорости барботажа 0.05 л·мин⁻¹ за 70 мин.

На основе проделанной работы сделаны следующие выводы:

1. Урановая руда массой ~45 кг, состоящая из фракций 15...30 мм, позволяет за несколько суток получить в генераторе объёмом 200 л активность радона порядка нескольких МБк·м⁻³.
2. Зависимость максимального значения объёмной активности водного раствора радона от времени и скорости барботажа характеризуется наличием максимума.
3. Для выбранной конструкции генератора радона максимальная объёмная активность радона в воде 3кБк/л достигается при скорости барботажа 0.05 л·мин⁻¹ за 70 мин.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ГОСТ 12.0.002-80. Система стандартов безопасности труда. Термины и определения.
2. ГОСТ 12.0.003-74. ССБТ Опасные и вредные факторы. Классификация. – М.: ИПК: Изд-во стандартов, 1997 г.
3. Киляков В.Н, Солодовников Ю.И. Геоэкологическая оценка радонового индикаторного метода для исследований нефтегазовых скважин // Промышленная безопасность. – 2006. - №6, стр. 80-89.
4. Филиппов В.П. Применение индикаторного метода по радону для изучения нефтенасыщенных пористых сред / В.П. Филиппов. - М.: ОАО ВНИИОЭНГ, 2003 (ПИК ВИНТИ). - 269 с.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ РАДОНА И ТОРОНА НА ШЕЛЬФЕ МОРЕЙ РОССИЙСКОГО СЕКТОРА АРКТИКИ

С.А. Пластун¹, И.П. Семилетов², Н.К. Рыжакова¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Тихоокеанский океанологический институт имени В. И. Ильичёва ДВО РАН,
Россия, г. Владивосток, ул. Балтийская, 43, 690041

E-mail: xheracl@gmail.com

В связи с развитием экономики северных территорий России особое внимание уделяется исследованию природно-климатических условий Арктики. В частности, интерес представляют радиоизотопные исследования северных морских вод, в том числе содержание в них основных источников облучения - радона ($Rn-222$) и торона ($Rn-220$). Необходимо отметить, что в научной литературе приводятся данные о содержании этих изотопов в пресных водах [1,2], в то время как для морских вод Арктики данные практически отсутствуют.

В ходе 73-го и 78-го рейсов НИС «Академик Мстислав Келдыш» осенью 2018 и 2019 гг. проведён радиометрический анализ проб воды, отобранных из поверхностного слоя воды с помощью «проточной» системы и на гидрологических станциях с помощью боксера и батометров с трёх горизонтов: поверхностный слой, придонный слой, слой термо- и галоклининого скачка (галоклининый скачок – резкое изменение солёности в слое воды от глубины).

В работе представлены данные о содержании радона и торона в морях российского сектора Арктики: Белого, Баренцева, Карского, Лаптевых и Восточно-сибирского. Измерения 1053 проб воды проведены с помощью радиометра RAD7. Обнаружено, что концентрация радона и торона в пробах воды, отобранных в 2018 году, на порядок больше, чем в пробах воды, отобранных в 2019 году. Данный результат объясняется активным таянием льдов в 2019 году. Обнаруженная для большинства станций тенденция увеличения ОА радона с глубиной свидетельствует о том, что основным источником поступления радона являются донные осадки. В связи с этим отметим, что ОА радона и торона в пробах воды, отобранных в дельтах рек, в среднем в 2 больше чем в пробах воды, отобранных вне зоны влияния рек. Общей закономерности ОА торона с глубиной выявить не удалось. Возможно, такой результат для короткоживущего торона объясняется влиянием турбулентного перемешивания морских вод. Показано, что распределение частот для результатов измерения ОА радона и торона в поверхностных водах подчиняется дискретным законам распределения. Полученные результаты свидетельствуют о том, что

радон и торон являются удобными трассерами для изучения динамики процессов, происходящих в акваториях Российского сегмента Арктики. В частности, результаты радиометрического анализа морских вод Арктики могут быть использованы для изучения стока речных вод и таяния льдов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андреев, А.И. Экспериментальные исследования содержания радона в воде из подземного источника / А.И. Андреев, В.В. Чекунаев. – М.: Вестник ТОГУ 3(26), 2012. – стр. 123-130.
2. Shivakumara, B. C. Studies on ^{226}Ra and ^{222}Rn concentration in drinking water of Mandya region, Karnataka State, India / B. C. Shivakumara, M. S. Chan-drashekara, E. Kavitha et al. // J. of Radiation Research and Applied Sciences. – 2014. – V.7. – P. 491–498.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ МОЩНОСТИ ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В СМЕСИ АТОМАРНОГО И МОЛЕКУЛЯРНОГО ГАЗОВ

В.И. Семенцов, Ю.Ю. Луценко, А.Е. Мюсова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vis10@tpu.ru

Высокочастотный факельный разряд является перспективным источником плазмы при проведении [1] различных плазмохимических процессов. В некоторых случаях, например при получении карбидов металлов, наряду с молекулярным газом – восстановителем в плазмообразующий газ добавляется аргон. Заметим, что при разработке факельных плазмотронов необходимо знать взаимосвязь между тепловой мощностью разряда и длиной его канала. Однако до настоящего времени определение тепловой мощности факельного разряда, горящего в смеси молекулярного и атомарного газов не проводилось.

В настоящей работе проведены измерения удельной мощности факельного разряда в зависимости от соотношения концентрации молекулярного и атомарного газов. В качестве атомарного газа использовался аргон, а в качестве молекулярного газа – воздух. Измерения проводились методом калориметрирования. Результаты измерения удельной мощности разряда представлены на рис.1.

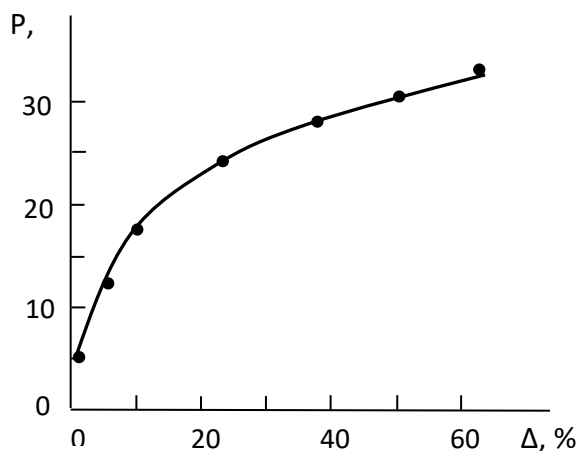


Рис.1. Зависимость удельной мощности разряда от концентрации воздуха

Наряду с измерениями удельной мощности разряда проводились измерения электронной и газовой температуры разряда. Изменение электронной и газовой температуры плазмы разряда в зависимости от концентрации воздуха имеют аналогичный характер.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Shamanin I. V. , Karengin A. G. , Karengin A. A. , Novoselov I. Y. , Poberezhnikov A. D. , Alyukov E. S. Plasmachemical synthesis and the assessment of the thermal conductivity of fuel compounds «UO₂–MgO» // AIP Conference Proceedings. - 2019 - Vol. 2101, Article number 020017. - p. 1-6.

СПОСОБ СОЗДАНИЯ НЕОДНОРОДНО НАВОДОРОЖЕННОЙ СИСТЕМЫ ВОДОРОД-МЕТАЛЛ

Ш. Сюй, В.В. Ларионов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: isxusp@gmail.com

Исследование процессов наводороживания материалов приобретает всё большую актуальность вызванную проблемами хранения и извлечения водорода из различных материалов. При извлечении водорода особое значение приобретает процесс миграции водорода в таких материалах, так как при высоких концентрациях образуются трудно извлекаемые по водороду гидриды.

Целью настоящей статьи является разработка способа создания неоднородно наводороженной системы водород- металл в условиях значительного градиента концентрации водорода. Одновременно предложен метод измерения термоэдс в качестве альтернативного метода неразрушающего анализа наводороженных материалов.

Для создания неоднородности концентрации водорода предварительно на большую часть пластины (9/10) из технического титана VT1-0 напыляли пленкой TiN методом магнетронного напыления. Толщину пленки подбирали экспериментально так, чтобы водород не проникал вглубь пластины при наводороживании по методу Сивертса. Оптимальная толщина оказалась равной от 1,5 до 2,6 мкм. После напыления образец наводороживали, создавая, таким образом, существенный градиент концентрации водорода в материале. Наводороживали образцы титановой пластины размером 100 × 20 × 1 мм. Количество введенного водорода оценивалось на приборе LECO. Для оперативного контроля изменения количество водорода по длине пластины измеряли термоэдс в зависимости от координаты положения зонда до и после насыщения пластины водородом. Термоэдс измеряли на установке с электродом из золота. Для калибровки определяли термоэдс Cu (1,8 мкВ/К), Pt (-5,3 мкВ/К) относительно Ag (термоэдс 1,5 мкВ/К) [1]. Отличие термоэдс с плёнкой TiN и без плёнки до наводороживания достигает значения более 0,18 мВ. Величина термоэдс изменяется во времени и зависит от координаты зонда. Обсуждена связь между величиной термоэдс и концентрацией водорода в пластине. Относительное изменение термоэдс S определяется по формуле:

$$\frac{\Delta S}{S_0} = \frac{3\pi^2 \hbar Q}{e^2 k_F^2 \rho} \left(\frac{\Delta x}{x} - 1 \right), \quad (1)$$

где:

$$x = -\frac{k_F}{2} \left(\frac{d \ln \rho_0}{dk} \right)_{k=k_F} \quad (2)$$

$$\Delta x = -\frac{k_F}{2Q} \left(\frac{dQ}{dk} \right)_{k=k_F} - 1.$$

В формулах Q - транспортное сечение рассеяния электронов на дефекте, k_F - волновой вектор на поверхности Ферми, ρ - удельное сопротивление металла, e - заряд электрона, h - постоянная Планка. Это значение зависит от величины транспортного сечения рассеяния Q электронов на дефекте, удельного сопротивления наводороживаемого титана, т.е. от количества дефектов и формы этого сечения. Как следует из формулы (1) величина $\Delta S/S$ определяется значением $\Delta x/x$, сечением рассеяния Q и возможной сменой знака производной dQ/dk , вызванной наличием дефектов. Плотность дислокаций N_d определяли по формуле (3) по уширению дифракционных максимумов:

$$N_d = \pi \beta^2 \text{ctg}^2 \Theta / 16b^2, \quad (3)$$

где β - уширение рентгеновских линий, обусловленное микродеформацией решетки, Θ - угол, соответствующий максимуму рентгеновской линии, b - вектор Бюргерса. В зависимости числа дефектов от весового w_i содержания водорода в сплаве титана наблюдается три области (0.01–0.05) wt%, (0.5–0.14) wt% и 0.14–0.24 wt% при которых происходит изменение характера наводороженности образца. Из сопоставления с измерениями методом электронно-позитронной аннигиляции следует идентичный характер зависимостей с характерной точкой перегиба в области концентрации водорода равной wt, % = 0.05 для термоэДС и наблюдается хорошее совпадение значений ЭПА и N_d . Обнаруженный эффект можно использовать для оценки накопления водорода в металлах в условиях перехода металла из одного состояния в другое, а также в целях контроля состояния системы водород-металл. Данный способ может быть внедрен для лабораторного и промышленного контроля.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Lider A.M., Larionov V.V., Syrtanov M.S. Hydrogen concentration measurements at titanium layers by means of thermo-EMF // Key Engineering Materials. 2016. Vol. 683. P. 199-202.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВОЙ ДОЛИ УРАНА И НИТРАТОВ В ДВИЖУЩИХСЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРАХ

С.В. Троеглазов, Л.И. Дорофеева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: svt16@tpu.ru

В настоящее время для определения концентрации урана и нитратов используются традиционные электрохимические методы, реализованные в стационарных лабораторных условиях, требующие значительных затрат времени с момента отбора пробы до получения результата. При этом традиционные методы [1–3] не лишены, в известной мере, недостатков, как по метрологическим характеристикам, так и в сложности реализации, поэтому разработка метода экспресс-анализа массовой доли урана и нитратов непосредственно в технологическом потоке является актуальной.

Десорбция урана происходит с донасыщенного сорбента в зоне нитратной десорбции, в эту зону подаётся исходный десорбирующий раствор. Подвод анализируемого потока к прибору осуществляется посредством пробоотборника, который врезается в трубопровод с раствором. По технологическим линиям раствор поступает в измерительные ячейки прибора. Экспресс-анализ концентрации урана в движущемся технологическом потоке проводился с использованием метода «стандарт-фона», учитывающим самопоглощение флуоресценции в измеряемом потоке по величине некогерентного рассеяния, выбраны оптимальные условия измерения: $U_{\text{рент.трубки}} = 35\text{кВ}$, $I_{\text{рент.трубки}} = 500\text{мкА}$, $t_{\text{изм}} = 120\text{ сек.}$ Концентрация нитрат-ионов проводилась по интенсивностям когерентно и некогерентно рассеянных излучений атомов цинка ($E_{Zn} = 8630\text{эВ}$) и кадмия ($E_{Cd} = 23106\text{эВ}$). Отношения интенсивностей когерентно и некогерентно рассеянных излучений определяется концентрацией азота, входящего в состав нитрат-ионов.

В данной работе рассмотрены актуальные вопросы определения массовых содержаний урана и нитрат-ионов в технологических потоках уранодобывающего производства. Выявлено, что одним из перспективных направлений в области аналитического контроля уранового производства является определение содержания урана и нитрат-ионов в технологических растворах в режиме реального времени. Применение проточных аналитических приборов в уранодобывающих предприятиях позволит автоматизировать процессы сорбции и десорбции, снизит экономические затраты, связанные с повышенным расходом реагентов и уменьшит их влияние на окружающую среду, снизит расходы на выполнение химических анализов растворов на содержание в них урана и нитратов-ионов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Касьянов П.М. Рентгенофизический анализ неорганических веществ сложного физического состава. – Тюмень: ТИУ, 2016. – 195 с.
2. Уильямс У. Дж. Определение анионов. – М.: Химия, 1982. – 624 с.
3. Лосев Н.Ф., Смагунова А.Н. Основы рентгеноспектрального флуоресцентного анализа. – М.: Химия, 1982. – 208 с.

ПРИМЕНЕНИЕ ДИСУЛЬФИДА БИС(2,4,4-ТРИМЕТИЛПЕНТИЛ)ДИТИОФОСФИНАТА ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СЕРЕБРА ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ

И.Ю. Флейтлих, Н.А. Григорьева

Институт химии и химической технологии Сибирского отделения Российской академии наук –

обособленное подразделение ФИЦ КНЦ СО РАН

Россия, г. Красноярск, Академгородок, 50/24, 600036.

E-mail: fleita@sibnet.ru

Серебро из азотнокислых (нитратных) растворов может быть извлечено электролитически [1] или в виде металла с использованием восстановителей, например, (гидразин-нитрата [2]). Отдельный интерес представляет собой экстракционное извлечение серебра. Предпочтительно использование нейтральных серу- и фосфорсерусодержащих экстрагентов, которые способны не только эффективно извлекать серебро из этих растворов, но также показывают высокую селективность по отношению к металлам –примесям.

Нами изучена экстракция азотнокислого серебра дисульфидом бис(2,4,4-триметилпентил)-дитиофосфината (L) в толуоле. Предварительно исследована устойчивость L в растворах HNO_3 методом

ИК-спектроскопии. Показано, что экстрагент устойчив до $3,0 \text{ моль/дм}^3 \text{ HNO}_3$. При концентрациях $\geq 3,0 \text{ моль/дм}^3$ наблюдалось изменение в спектрах, что свидетельствует о частичной деградации экстрагента.

На основании экстракционных закономерностей, с использованием спектроскопических методов, сделан вывод, что экстракция серебра обусловлена образованием в органической фазе соединений общего состава $[(\text{AgNO}_3)_n \cdot \text{L}]$, где $n = 1 \div 4$. С увеличением концентрации HNO_3 в водной фазе извлечение серебра падает.

Изучено влияние растворителя на экстракцию AgNO_3 дисульфидом. Показано, что эффективность экстракции изменяется в следующем ряду: хлороформ > толуол > декан > октиловый спирт, что обусловлено преимущественной сольватацией экстрагируемого комплекса растворителем.

Показана возможность применения дисульфида для высокоселективного извлечения серебра из азотнокислых растворов, содержащих примеси металлов (Ni, Cu, Co, Zn, Fe(III), Na). Степень извлечения серебра за одну ступень составила 99,82%, при этом коэффициенты разделения серебро – металл, $\beta_{\text{Ag/Me}}$, - от 30000 до 400000.

Практически полная рекстракция серебра из органической фазы достигается при использовании в качестве рекстрагентов растворов тиомочевины или роданида аммония в смеси с серной кислотой.

Дисульфид является эффективным и высокоселективным экстрагентом при выделении серебра из азотнокислых (нитратных) растворов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Металлургия благородных металлов / Под ред. Л.В.Чугаева. - М.: Металлургия, 1987. - 432 с.
2. Апальков Г.А., Жабин А.Ю., Смирнов С.И. Регенерация серебра из технологических азотнокислых растворов радиохимического производства // Химическая технология. – 2016. Т.17. - № 3. - С.104 - 109.

СПОСОБ СТАБИЛИЗАЦИИ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО ТРАКТА ПОРТАТИВНОГО УСТРОЙСТВА РАДИАЦИОННОЙ ПАСПОРТИЗАЦИИ

А.В. Чуйкина, В.А. Белов, Д.А. Сивачев

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр –
Всероссийский национальный исследовательский институт экспериментальной физики»
Россия, г. Саров, Нижегородской обл., пр. Мира, 37, 607188

E-mail: otd4@expd.vniief.ru

Сцинтилляционные детекторы на основе кристалла NaI(Tl) используются в прикладной гамма-спектроскопии благодаря своей дешевизне, высокому световыходу, приемлемому энергетическому разрешению и короткому времени высвечивания [1]. Серьезным недостатком данного типа детекторов является нестабильность коэффициента преобразования энергии гамма-кванта, поглощенного в детекторе, в амплитудный аппаратный спектр. Нестабильность возникает потому, что сцинтиллятор со временем теряет свои характеристики за счет деградации химических и физических структур. Это вызывается процессами естественного старения и действием радиации. Также детектор подвержен большому числу дестабилизирующих факторов, таких как температура, которая влияет на световыход сцинтилляционного кристалла, параметры ФЭУ и электронных схем, внешнее магнитное поле, изменение статистической загрузки прибора [2]. Нестабильность возникает и в блоках обработки сигнала – в предусилителе, усилителе, амплитудно-цифровом преобразователе и др.

Разработан способ стабилизации энергетической шкалы спектрометра по пику радиоактивного источника гамма-излучения ^{232}Th активностью (900 ± 50) Бк из диоксида тория ThO_2 (меньше минимально значимой активности [3]), расположенного в непосредственной близости от сцинтиллятора. Этот источник излучает гамма-кванты с энергией 2614 кэВ с достаточной для определения положения пика интенсивностью.

Достоинство метода состоит в том, что петля стабилизирующей обратной связи охватывает весь спектрометрический тракт – сцинтиллятор, ФЭУ, усилитель и амплитудный анализатор. Кроме этого, другие линии спектра изотопа ^{232}Th используется для начальной калибровки спектрометра.

Способ сквозной стабилизации коэффициента преобразования позволил значительно улучшить показатели температурной и долговременной стабильности, повысить оперативность и мобильность использования устройства, упростить процедуру калибровки прибора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х. мл. и др. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. – Москва: ЗАО «Издательство Бином», 2000. – 720 с.
2. Харжеев Ю. Н. Сцинтилляционные счетчики в современных экспериментах по физике высоких энергий. // Журнал «Физика элементарных частиц и атомного ядра». 2015, Т. 46, вып.4. С. 1225-1325.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. СанПин 2.6.1.2523-09. – Введ. 2009-09-01. – Москва: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 87 с.

ВЛИЯНИЕ ДИБУТИЛФОСФОРНОЙ И МОНОБУТИЛФОСФОРНОЙ КИСЛОТ НА ПОЖАРООПАСНОСТЬ ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ ТБФ

А.В. Васильев, Л.В. Кондратьева

ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России,
Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Северная, 1, 662972

E-mail: Alexander.vasilyev2013@yandex.ru

Крупные аварии на радиохимических предприятиях мира являются следствием возникновения интенсивных окислительных процессов, протекающих в режиме теплового взрыва, в смесях экстрагента с азотнокислыми окислителями (азотная кислота, уранилнитрат). Причина этих взрывов — окисление экстрагента (ТБФ и растворов его в разбавителях), содержащего реакционноспособные продукты гидролиза и радиолиза. Такой деградированный экстрагент за свой цвет (от желтого до темно-красного) в научно-технической литературе получил название «красное масло» [1]. Основной причиной аварий было накопление в аппаратах или поступление в них ТБФ в виде его сольватов с уранилнитратом и/или HNO_3 . Дополнительными причинами аварий служили разного рода поломки оборудования, обеспечивающего работу аппаратов, отсутствие или выход из строя контрольно-измерительных приборов, а также ошибки в действиях обслуживающего установок персонала. Все это приводило к развитию неконтролируемого процесса разложения ТБФ, повышению температуры и давления и, наконец, к взрывам и пожарам [2].

Для того чтобы исследовать показатели пожаровзрывобезопасности экстрагентов на основе трибутилфосфата с продуктами его гидролиза, были проведены исследования по разложению ТБФ азотной кислотой с последующим определением температуры вспышки и температуры воспламенения

деградированного экстрагента. Соотношение компонентов в смеси: ТБФ — 30% об., разбавитель «Изопар-М» — 70% об. Измерение температуры вспышки и воспламенения проводились на лабораторной базе Сибирской пожарно-спасательной академии ГПС МЧС России.

Таблица 1. Влияние МБФ и ДБФ на температуру вспышки и воспламенения экстрагента с чистым ТБФ и с деградированным ТБФ

Состав экстракционной смеси	Температура вспышки, °С	Температура воспламенения, °С
30% ТБФ	94	100
30% ТБФ + 31 мг/л М+Д	96	102
30% ТБФ + 670 мг/л М+Д	98	104

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Родин А.В., Назин Е.Р., Зачиняев Г.М., Рябова Е.В., Белова Е.В., Тхоржницкий Г.П., Данилин Г.П., Тананаев И.Г. / Радиационно-термическое взаимодействие ТБФ с азотной кислотой при атмосферном давлении // Вопросы радиационной безопасности. 2011. №3. С. 45–50
2. Усачев В.Н., Марков Г.С. / Аварии на опытных и промышленных установках, вызванные образованием, накоплением и разложением «красного масла». // Радиохимия, т. 45, № 1, 2003.

МЕТОД ИЗУЧЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ВЫБРОСОВ КРУПНЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ С ПОМОЩЬЮ РЕГРЕССИОННОГО АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ БИОМОНИТОРИНГА (НА ПРИМЕРЕ УГОЛЬНОЙ ТЭЦ)

А.Е. Шарыпова, Н.К. Рыжакова, Н.С. Рогова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: rogova@tpu.ru

В настоящее время установлено, что большое содержание в воздухе частиц с размерами не более нескольких десятков мкм приводит к повышенному риску респираторных аллергических и даже раковых заболеваний. Особую опасность представляют металлургические и теплоэнергетические предприятия, мелкие частицы выбросов которых содержат тяжёлые металлы. В связи с этим актуальной становится задача изучения пространственных распределений загрязняющих веществ в зонах действия данных предприятий, в том числе определения максимальных уровней загрязнения и соответствующих им расстояний. Мелкодисперсные выбросы крупных предприятий с высокими трубами переносятся на большие расстояния до 10 км и более. В этом случае наиболее простым, дешёвым и эффективным инструментом изучения загрязнения воздуха является метод мхов-биомониторов. Чаще всего точки отбора мхов распределены по всей области исследования. В зонах влияния предприятий с высокими трубами такая методика является трудоёмкой и не позволяет выявить основные закономерности распространения загрязняющих веществ. В ТПУ разработан метод изучения пространственных распределений выбросов, основанный на регрессионном анализе концентраций химических элементов, полученных для мхов-биомониторов. Мхи отбираются (пассивный биомониторинг) или размещаются (активный биомониторинг) на разных расстояниях вдоль какого-либо направления от источника. В качестве

уравнения регрессии используется зависимость, полученная при решении стационарного диффузионно-конвективного уравнения переноса [1].

В работе представлены результаты регрессионного анализа химических элементов в образцах мхов для пассивного и активного биомониторинга в зоне действия угольной ТЭЦ г. Новосибирска. Периоды экспозиции в 2013 году составляли для пассивного биомониторинга – 3 года, в 2018 году для активного – 2 и 8 месяцев. Концентрации химических элементов в образцах измерены с помощью нейтронно-активационного анализа на исследовательском реакторе (ИРТ-Т) ТПУ.

Для всех периодов экспозиции обнаружены высокие концентрации Mo, Sc, Lu, U, As, Tb, Th, Cs, превышающие фоновые в несколько раз и более. Показано, что расстояния с максимальным уровнем загрязнения увеличиваются с ростом средней скорости ветра. Полученные результаты показывают, что с помощью данного метода можно изучать не только пространственные распределения загрязняющих веществ, но и решать задачи прогнозирования максимальных уровней загрязнения и соответствующих им расстояний в зонах действия крупных промышленных предприятий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Берлянд М.Е. Прогноз и регулирование загрязнения атмосферы // Л.: Гидрометеиздат, 1985. – 272 с.

К ВОПРОСУ ОБРАЗОВАНИЯ ПОЛЫХ МИКРОСФЕР В ПОТОКЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ ПЛАЗМЫ

В.В. Шеховцов

Томский государственный архитектурно-строительный университет,

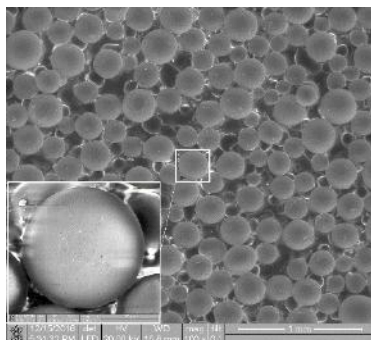
Россия, г.Томск, пл. Соляная, 2, 634003

E-mail: shehovcov2010@yandex.ru

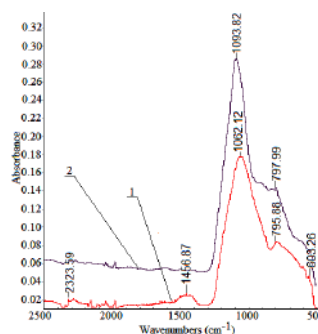
В настоящее время получение микросфер сводится к термической обработке легкоплавких оксидных порошковых материалов или выделения концентрата из золоотвалов, сформированных в процессе работы тепловых электростанций на каменном угле. Однако сырьевая база для получения микросфер сильно ограничена, ввиду высокой температуры плавления исходного сырья. Расширить номенклатуру сырья для получения микросфер возможно с использованием электродугowych плазмотронов. На сегодняшний день на кафедре «Прикладная механика и материаловедение» ТГАСУ, проведен комплекс экспериментальных и теоретических работ [1].

Установлено, что морфология полученных полых микросфер представлена без дефектов, средний диаметр частиц находится в пределах 90-120 мкм с объемной плотностью 0.3-0.4 г/см³. Частицы с такими характеристиками наиболее пригодны для практического использования.

Анализ результатов ИК–спектроскопии позволяет сделать вывод о том, что оболочка микросфер, полученных на основе золошлаковых отходов, характеризуется упорядоченной структурой, так как максимум полосы поглощения для валентного колебания связи 1093.82 см⁻¹ наиболее приближен к аналогичному максимуму полосы поглощения для кварцевого стекла (1100 см⁻¹), представляющего собой наиболее упорядоченную полимерную структуру.



а)



б)

Рис. 1. Физико-химические исследования: а – электронный снимок микросфер, полученных плазменным методом; б – ИК-спектр исходного сырья (1) и полученных микросфер на его основе (2)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шеховцов В.В., Волокитин О.Г. Технология получения микросфер различной структуры на основе золошлаковых отходов плазменным методом // Техника и технология силикатов. – 2017. – Т. 24. – № 3. – С. 2-6.
2. Шеховцов В.В., Власов В.А., Волокитин Г.Г., Волокитин О.Г. Использование низкотемпературной плазмы для получения зольных микросфер. Известия высших учебных заведений. Физика. – 2016. – Т. 59. – № 9-3. – С. 305-308.

ПЕРЕРАБОТКА ИЛЬМЕНитОВЫХ КОНЦЕНТРАТОВ ИЗ ВЬЕТНАМА

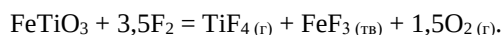
Шон Хай Ле, Н. В. Карелина, В. А. Карелин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Email: son.hut2006@gmail.com

Вьетнамский ильменитовый концентрат с содержанием TiO_2 более 50% применяется для промышленного получения диоксида титана и металлического титана с использованием Kroll-процесса [1]. Такие технологии обладают рядом недостатков, главный из которых – образование большого количества токсичных хлорсодержащих отходов, оказывающих негативное воздействие на окружающую среду. Поэтому необходимо создание принципиально нового процесса, позволяющего минимизировать отходы за счет многократного рециклирования применяемых реагентов. В [2] предложено использовать элементный фтор для переработки рутиловых концентратов, поэтому необходимо оценить перспективность применения этого реагента и для переработки Вьетнамского ильменита. Процесс фторирования основного компонента ильменитовых концентратов описывается уравнением:



В температурном диапазоне 400-700 °С исследованы кинетические особенности протекания этого процесса. Показано, что процесс фторирования описывается уравнением сокращающегося цилиндра. По этому уравнению определены значения энергии активации E_a и предэкспоненциального множителя $\ln k$ (рис. 1):

$$1 - (1 - \alpha)^{1/2} = 0.0047 \cdot e^{\frac{261.82}{RT}} \cdot \tau$$

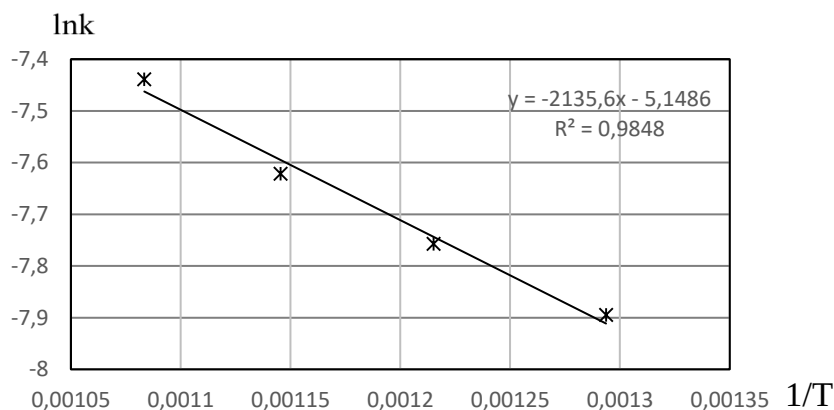


Рис 1. Зависимость изменения предэкспоненциального множителя $\ln k$ от обратной температуры $1/T$

Таким образом кинетические особенности процесса фторирования определяются диффузионными факторами, т.е. подводом фтора к поверхности твердых частиц.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kroll W.J. Ductile titanium. // Trans. Electrochem. Soc. – 1940. Vol. 112. – P. 35-47.
2. Karelin V.A., Voroshilov F.A., Sazonov A.V., Karelina N.V. Processing of rutile concentrates by fluorination. // International Journal of Civil Engineering (IJCE). – 2020, Vol. 9, Issue 3, Apr-May. – P. 9-26.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ СВ-СИНТЕЗА ПРИ ПОЛУЧЕНИИ ИНТЕРМЕТАЛЛИДНЫХ МАТРИЦ ДИСПЕРСИОННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

М.Д. Юрченко, М.М. Балачков, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: mdy2@tpu.ru

Современная ядерная энергетика – это обширная отрасль промышленности, закрепившая свое существование на энергетическом рынке. В России АЭС играют немаловажную роль в обеспечении населенных пунктов электроэнергией и отоплением в зимнее время. В последнее время актуальной проблемой является повышение КПД реакторных установок. Этот вопрос неразрывно связан с модернизацией топливных композиций.

Используемое в большинстве реакторов топливо из диоксида урана характеризуется низкой теплопроводностью, вследствие чего при эксплуатации АЭС в топливной таблетке возникают сильные термические напряжения, приводящие к её растрескиванию. Данный факт накладывает существенные ограничения на возможно осуществимые температурные режимы внутри активной зоны реактора, что влияет на максимально достижимый КПД. Кроме того, растрескивание топлива приводит к выходу продуктов деления за пределы таблеток, снижая эффективность обеспечения ядерной и радиационной безопасности на АЭС.

Данная работа посвящена разработке перспективной замены керамического ядерного топлива – дисперсионному ядерному топливу (ДЯТ), представляющем собой делящиеся соединения,

диспергированные в инертную матрицу, свойства которой стабилизируют недостатки топливных частиц на необходимом уровне.

Многообещающим материалом для матрицы являются интерметаллидные соединения, зачастую обладающие хорошими теплофизическими показателями, а также характеризующиеся высокой радиационной стойкостью. Одними из таких соединений являются ZrAl и NiAl.

Такие соединения можно получать перспективным методом – самораспространяющимся высокотемпературным синтезом (СВС). Метод основан на использовании экзотермических реакций, в ходе которых энергия, произведенная при химическом взаимодействии, расходуется на инициацию реакции в близлежащих слоях реагирующих веществ [1].

В работе отработан синтез систем Ni-Al и Zr-Al методом СВ-синтеза и достигнуто высокое содержание целевых фаз в образцах, показана возможность синтеза вышеупомянутых соединений при изначальном разбавлении шихты до 60 % инертной добавки без дополнительных механоактивационных затрат, исследован температурный режим синтеза при различном разбавлении, и установлено, что увеличение содержания инертной добавки приводит к снижению пиковой температуры синтеза, а также произведена оценка нейтронно-физических характеристик данных соединений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мержанов А.Г. Самораспространяющийся высокотемпературный синтез: Двадцать лет поисков и находок. Черногловка: ИСМАН, 1989, 91 с.

НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ВИСМУТА И ЕГО СОЕДИНЕНИЙ ДЛЯ ТЕХНИКИ, МЕДИЦИНЫ

Ю.М. Юхин, Е.С. Коледова

Институт химии твердого тела и механохимии СО РАН,

Россия, г. Новосибирск, ул. Кутателадзе, 18, 630128

E-mail: yukhin@solid.nsc.ru

Висмут – редкий металл, а мировое потребление его составляет 15–16 тыс. т/год. Металлический висмут и его соединения широко используются в современной технике и медицине. Висмут и его эвтектический сплав со свинцом используется в ядерных реакторах на атомных подводных лодках. Перспективно использование висмута в реакторах с жидкометаллическим топливом ураном, растворенным в расплавленном висмуте. Висмут используется для получения изотопа ^{210}Po , служащего источником энергии на космических кораблях. Радиоактивные изотопы ^{212}Bi и ^{213}Bi являются сильными излучателями α -частиц, имеют короткий период полураспада (60,6 и 46 минут) и могут использоваться в качестве целевых радиотерапевтических агентов в терапии рака. Сплав висмута с теллуром применяют в холодильниках и термогенераторах, а с сурьмой и теллуром – в солнечных термоэлектрических генераторах в качестве термоэлемента. Соединения висмута высокой чистоты и терапевтической активности – основные нитрат, карбонат, салицилат, тартрат, галлат, трибромфенолят, цитрат висмута – находят широкое применение в медицине при лечении социально значимых заболеваний.

Показана целесообразность извлечения висмута из хлоридсодержащих растворов, полученных в результате выщелачивания медно-висмутовых концентратов, по экстракционной технологии с использованием трибутилфосфата в качестве экстрагента. Разработана технология получения соединений висмута высокой чистоты путем переработки металлического висмута марки Ви1 (не менее 98% Bi),

полученного в результате пирометаллургической переработки свинцовых, медных, оловянных, вольфрамовых концентратов. Данная технология основана на окислении металлического висмута кислородом воздуха при 600 °С, растворении полученного технического оксида висмута в азотной кислоте, очистке висмута от примесных металлов водно-щелочным гидролизом с получением оксогидроксонитрата высокой чистоты, переводом его в основной карбонат, салицилат, тартрат, галлат, трибромфенолят, цитрат, оксид по реакции взаимодействия с растворами соответствующих кислот или щелочных реагентов. Показана возможность гидролитической переработки висмутистого свинца, выделяемого в процессе рафинирования черного свинца, с получением соединений висмута и свинца высокой чистоты, минуя стадию выделения чистых металлов. Способ основан на окислении висмутистого свинца с последующим растворением в азотной кислоте и осаждении висмута из раствора в виде основного нитрата водным раствором аммиака при pH 1, а свинца в виде карбоната добавлением раствора карбоната натрия при pH 8.

Проведены исследования по восстановлению водных растворов перхлората висмута, а также формиатов, каприлата и стеарата висмута до металла в среде бензилового спирта, этиленгликоля, гидразин гидрата и водного раствора натрия боргидрида с получением частиц металлического висмута размером 100–300 нм. Показано, что восстановление смеси карбоксилатов металлов бензиловым спиртом в системе висмут – свинец, серебро, никель или медь является перспективным методом получения сплавов металлов субмикронного размера.

СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ КОЛОННЫ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ОБМЕННОГО ПРОЦЕССА В ДВУХФАЗНЫХ СИСТЕМАХ ГАЗ-ЖИДКОСТЬ

В.В. Дмитриев, Д.Г. Видяев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: neversummer@tpu.ru

В наше время использование продуктов колонного разделения, например, нефтепродуктов, очень распространено, особенно это актуально для Российской Федерации, где нефтяная отрасль играет важнейшую роль в экономике. Также выделение нужных элементов с использованием колонн осуществляется и в других областях науки и техники, например, в медицине, металлургии и атомной промышленности. Например, этанол, который отделяется от различных альдегидных фракций используется для получения бензина, керосина, а также прочих нефтяных фракций. Также на колоннах возможно разделять воздух на компоненты.

Для разделения элементов в вышеперечисленных случаях используется ректификация [1]. Для увеличения эффективности обмена компонентами необходимы проведения многочисленных исследований.

Как известно, для процесса ректификации применяются различные специальные ректификационные колонны, в которых снизу-вверх движется газовая фаза, а сверху вниз – жидкая. В процессе движения происходит массообмен, при котором газовая фаза обогащается легколетучими компонентами, а жидкая фаза труднолетучими, что и позволяет выводить нужные компоненты из смеси. В каждой колонне необходимо увеличивать площадь соприкосновения фаз, так как при простом

соприкосновении ректификация неэффективна, поэтому используются различные насадки, пористые структуры и т.д [2].

Проведение натурального эксперимента по разделению в противотоке двух фаз в колонне с заданным коэффициентом разделения и производительностью прежде всего связано с высокими материальными и временными затратами. Поэтому сейчас в связи с высоким развитием вычислительной техники актуальны исследования, в которых используются численные методы расчета параметров обменной колонны, производимые на ЭВМ.

В данной работе проведено моделирование похожей колонны с помощью специализированного ПО, а также смоделированы потоки проходящих фаз сквозь колонну. Для увеличения площади соприкосновения фаз использовалась развитая пористая структура. В результате получены данные по давлению, массообмену, теплообмену и другим физическим параметрам.

Полученные данные необходимы прежде всего для экономии времени и расходуемых материалов, предотвращения возможных аварий, а также для оптимизации обменного процесса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Девятых Г. Г., Еллиев Ю. Е. Введение в теорию глубокой очистки веществ. – М.: Наука, 1981. – 320 с.
2. Жаров, В. Т. Физико-химические основы дистилляции и ректификации / Жаров В. Т., Серафимов Л. А. – Ленинград: Химия, 1975. – 240 с.

ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ДЛЯ МОНИТОРИНГА ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ АЭС

Е.В.Выходцев, Е.А. Мильчаков, И.И.Локтев

ПАО Новосибирский завод химконцентратов,
Россия, г. Новосибирск, Б. Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: IILoktev@rosatom.ru

Любое действующее производство промышленной продукции существует в рамках требований и ограничений, наложенных на изделия и на условия их изготовления, исходя из их функционального назначения и условий эксплуатации. Только при полном соблюдении этих условий можно гарантировать качество изготавливаемой продукции и надёжность её эксплуатации. Таким образом, можно сказать, что весь производственный и эксплуатационный период жизненного цикла изделия протекает в определённом информационном пространстве и условно может характеризоваться набором *производственных параметров*, их значениями и динамикой изменения. Технологические процессы, изменение состояния продукции, могут описываться аналитическими, графическими, логическими зависимостями, которые становятся частными моделями процессов.

С помощью известных, расчетных, или созданных ИС статистических моделей, можно успешно управлять ходом протекания производственного процесса в режиме реального времени, удерживая его в обобщённых координатах в допустимой, оптимальной и безопасной области. Это можно сделать путём непрерывного многопараметрического мониторинга производства на основе средств информационных технологий, современной вычислительной техники и специализированных программных средств, объединённых в единую производственную информационную систему (ИС).

ИС аппаратурно состоит из следующих взаимодействующих блоков:

- *секторная база данных*, содержащая в формате индексированных таблиц известные функциональные зависимости, модели, связывающие производственные индексированные параметры друг с другом; текущие статистические данные по качеству изготавливаемой продукции и результаты их статистической обработки, поиск данных осуществляется по индексу, присвоенному каждому параметру;
- набор *операционных блоков*, которые выполняют вычисления, обеспечивая ИС необходимыми данными (считывание текущих значений параметров качества и их статистическая обработка)
- два *программных блока*, один из которых осуществляет *входные политики*, готовя необходимые данные, и формируя текущие и итоговые отчёты о состоянии производства, другой, используя эти данные, осуществляет *выходные политики*, согласно функциональному назначению ИС. (составляет текущий образ производства, сравнивает его с нормативным образом, выявляет отклонения и выдаёт рекомендации по коррекции; оценивает технологическую надёжность продукции, по заданию выполняет анализ причин и последствий отказов).

Работа ИС определяется полнотой имеющихся данных, которые составляют её интеллектуальную значимость. Она выполняет практически все задачи по поддержанию стабильного состояния производства, может быть легко перенастроена на изготовление другой или модифицированной продукции, или снабжена дополнительными функциональными возможностями.

ЭФФЕКТЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ДИСПЕРСНЫХ СМЕСЕЙ ПРИ ИЗГОТОВЛЕНИИ КЕРАМИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Е.В.Выходцев, А.Л.Хлытин, И.И.Локтев

ПАО Новосибирский завод химконцентратов,
Россия, г.Новосибирск, Б.Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: EVVihodcev@rosatom.ru

При изготовлении керамического ядерного топлива для энергетических реакторов из порошка диоксида урана по технологии порошковой металлургии приходится учитывать не только особенности этого способа изготовления таблеток, но и влияние различного рода добавок в шихту, которые приходится использовать, чтобы обеспечить те свойства топлива, которые требует заказчик для каждого конкретного типа реактора. Кроме того, современное производство не должно иметь отходов и обычно имеет разного рода обороты. Таким образом, получается, что порошок, подготовленный к прессованию, представляет собой многокомпонентную смесь. Каждая из составляющих частей имеет свои особенности технологического поведения и своё влияние на качество изготовленных таблеток. В результате, отработки технологии изготовления порошков и таблеток из диоксида урана, на ПАО НЗХК был накоплен большой опыт по обеспечению качества топлива ВВЭР, который может быть полезен при изготовлении и других видов керамики. Основной причиной появления дефектов в готовых таблетках, является неоднородность шихты различного вида. На рисунке 1 показаны примеры некоторых видов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Основными причинами технологических дефектов в топливных таблетках являются неоднородности содержания, распределения, химического и фазового состава топливных, технологических, оборотных, модифицирующих добавок в шихту и активаторов роста зерна. Технология изготовления топливных таблеток должна быть отработана таким образом, чтобы исключить или снизить до допустимых пределов эти неоднородности.

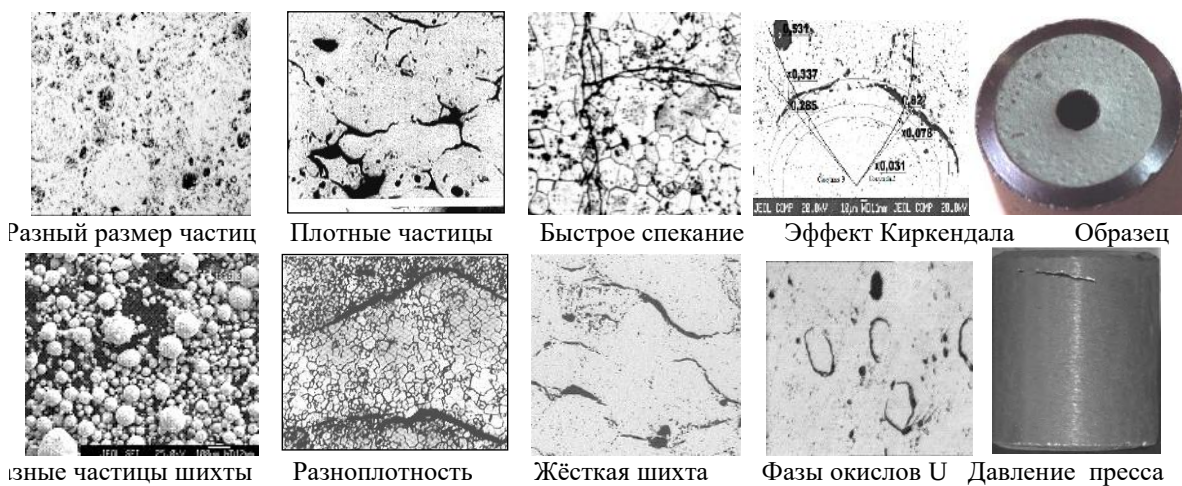


Рис 1. Примеры различных видов неоднородности структуры таблеток

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Е.В.Выходцев, И.И.Локтев, Оценка однородности смешивания порошков двух фракций. Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов VII Международной научно-практической конференции. – Томск, 2015. – 108 с.

О ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА.

Е.В.Выходцев, А.С.Черенко, И.И.Локтев

ПАО Новосибирский завод химконцентратов,

Россия, г. Новосибирск, Б. Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: IILoktev@rosatom.ru

Термин *технологическая безопасность* обозначает один из аспектов безопасности техногенной сферы, определяющий степень защищенности человека, общества и окружающей среды от угроз, связанных использованием имеющейся или новой технологии в производственной деятельности. Ядерный реактор является объектом повышенной опасности. Определены *критерии его безопасной эксплуатации*, которые с определённым *запасом* не должны превышать критических значений. Для контроля текущего состояния активной зоны и прогноза на станциях используют системы слежения CMS (Core monitoring sistem) [1]. Технологическая безопасность топлива обеспечивается изготовлением его с такими *параметрами качества*, которые отвечают проектным требованиям для данного типа реактора. При этом можно определить, какие из них обеспечивают те или иные критерии безопасной работы топлива. Их выделяют в отдельную группу параметров как *имеющих отношение к безопасности* и более внимательно осуществляют их контроль в рамках действующей на предприятии Системы обеспечения качества. В последние годы получили распространение системы мониторинга производства топлива, на подобие CMS, на основе статистического анализа данных о качестве [2] и управления имеющимися и полученными знаниями о топливе. В результате, появляется возможность управлять качеством продукции на более надёжной основе, обеспечивать технологическую надёжность топлива с учётом связей параметров качества продукции с критериями безопасности работы реактора, обнаруживать и исключать маловероятные негативные тенденции и возможные сбои в производстве. В отношении технологической безопасности мониторинг позволяет:

- ранжировать конструктивные элементы по степени их влияния на безопасность работы реактора;
- оценивать чувствительность влияния параметров качества на критерии безопасности и строить тренды изменения параметров качества топлива, прогнозировать их изменение по мере изготовления, тем самым исключая достижение предельных значений параметров, рис. 1;
- оценивать вероятность превышения нормативных значений параметров по их дисперсии, рис. 2, и степень неоднородности продукции по параметрам распределения, рис. 3 и 4, например, по содержанию делящегося материала;
- оптимизировать соотношение между затратами на производство топлива с запасом по критическим параметрам качества (снижением запаса) и затратами на запас по критериям эксплуатационной безопасности (повышением запаса).

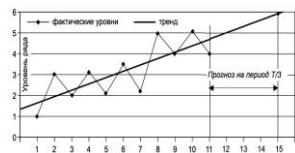


Рис. 1. Прогноз тренда

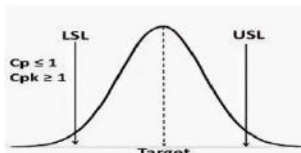


Рис. 2. Превышение норм

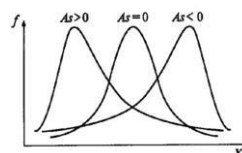


Рис. 3. Асимметрия дисперсии

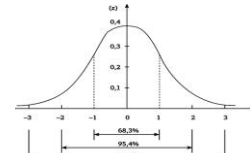


Рис. 4. Квантили дисперсии

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Анализ критериев безопасности реакторов ВВЭР и PWR. Доклад МАГАТЭ № IAEA-TECDOC-1381, 2003г.
2. Мигель Ауло. Изготовление надёжного топлива. ENUSA, TopFuel 2018, Прага.

Научное издание

ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ,
ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ. РОССИЙСКИЙ И
МЕЖДУНАРОДНЫЙ ОПЫТ ПОДГОТОВКИ КАДРОВ

Сборник тезисов докладов X-той Международной научно-практической конференции

Компьютерная верстка А.О. Семенов

Зарегистрировано в ООО Издательство «Ветер»

Размещено на корпоративном портале ТПУ